75 лет Атомной отрасли

XI **Российская научная конференция**
Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях

# МАТЕРИАЛЫ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ

# РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

**Москва. 26—29 октября 2021 года**

УДК 621.039

**Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях**: Сб. материалов XI Российской научной конференции, 26-29 октября 2021 г., Москва / Под общ. ред. Л. А. Большова

Сборник материалов Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» предназначен для ученых и специалистов атомной науки и промышленности, занимающихся вопросами радиационной безопасности и защиты окружающей среды.

В 5-томном сборнике представлены приветствия участникам, доклады пленарного заседания конференции (том 1) и материалы, которые рассматривались на 4-х секциях конференции (тома 2-5).

Конференция организована ИБРАЭ РАН при поддержке Госкорпорации «Росатом», Российской академии наук, Минобрнауки РФ.

Поступившие материалы подверглись минимальной редакторской правке.
Составители выражают благодарность всем авторам за предоставленные доклады.

© Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2022

# ТОМ 1

## Содержание

1. Предисловие ..... 4

2. Открытие конференции ..... 8

3. Научные доклады пленарного заседания ..... 25

*Абрамов А.А*. Ликвидация ядерного наследия как ключевой фактор обеспечения радиационной и экологической безопасности в Российской Федерации ..... 26

*Романов В.В.* Состояние радиационной безопасности в организациях госкорпорации «Росатом», проблемы и пути их решения ..... 40

*Линге И.И.* Ключевые вопросы научного обеспечения радиационной безопасности ядерных технологий ..... 54

*Колупаев Д.Н.* Обращение с ОЯТ на ФГУП "ГХК": транспортировка, хранение, переработка ..... 69

*Хамаза А.А.* Актуальные задачи регулирования безопасности объектов использования атомной энергии ..... 84

*Калмыков С.Н.* Научные основы определения миграционных свойств барьерных глинистых материалов ..... 89

*Смирнов В.П.* Новые разработки в области ядерной медицины в рамках единого отраслевого тематического плана госкорпорации «Росатом» ..... 107

*Самойлов А.С.* ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России – 75 лет на защите радиационной безопасности ..... 119

*Иванов В.К.* Преимущества двухкомпонентной ядерной энергетики в радиологической защите населения и персонала ..... 152

Организационный комитет ..... 165

Программный комитет ..... 167

# *1. Предисловие*

26-29 октября 2021 г. в Москве прошла XI Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». Конференция планировалась к проведению в 2020 году и, естественно, была приурочена к 75-летию атомной отрасли. Обстоятельства пандемии не позволили провести её в намеченный срок. В октябре 2021 года эпидемиологическая обстановка в Москве также оставляла желать лучшего, в связи с чем конференцию было решено проводить в формате видеоконференций. В ее работе приняло участие более 300 специалистов организаций Госкорпорации «Росатом», Минобрнауки России, Минпромторга России, Ростехнадзора, Роспотребнадзора, ФМБА России, Российской академии наук, организаций стран ЕврАзЭС, а также частных научно-производственных компаний. Участников конференции отличал высокий уровень квалификации. Среди них — десять академиков и членов-корреспондентов Российской академии наук, более 50 кандидатов и докторов наук.

На пленарном заседании и четырех секциях конференции («Радиационная безопасность», «Расчетные коды для обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности», «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла», «Вопросы радиационной безопасности в ядерной медицине») в режиме видеоконференций было рассмотрено более 100 докладов.

И состав секций конференции, и их тематическое содержание постоянно расширяется. Естественным образом в тематику конференции вошли вопросы радиационной безопасности в ядерной медицине. Облучение населения при прохождении медицинских процедур многократно выше доз от иных применений атомной энергии. В сравнении с предшествующими конференциями значительно вырос объем и глубина рассмотрения расчетных кодов.

За прошедший период существенно вырос объем практических работ в области обращения с РАО и вывода из эксплуатации объектов использования атомной энергии, что, в свою очередь, сделало востребованным большой объем исследований и разработок, в которых вопросы обеспечения радиационной безопасности являются одним из приоритетов. В 2017 году начал выходить журнал «Радиоактивные отходы», в котором системность освещения этих вопросов достигается публикацией как статей стратегического плана и общеотраслевой проблематики, так и сугубо технологических вопросов. Поскольку интенсивность российских научных форумов по этой тематике в целом осталась на прежнем уровне — ежегодные конференции по системе учета РВ и РАО в Санкт-Петербурге и близкие к ним по замыслу мероприятия на Черноморском

побережье - соответствующие темы уже второй раз (впервые - на X юбилейной конференции в 2015 г.) детально рассматриваются на специальной секции конференции. Существенное увеличение докладов в рамках которой является и прямым отражением роста потребностей в компетентном обсуждении, и свидетельством понимания глубокой взаимосвязи вопросов обращения с РАО и основных принципов радиационной защиты человека и биоты.

Важно отметить, что основные принципы радиологической защиты, в том числе защиты будущих поколений, сформированы под прямым воздействием существования РАО. Более того, «Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами» является единственной международной конвенцией, в которой прямо закреплено требование, что при сооружении объектов использования атомной энергии, их эксплуатации и выводе из эксплуатации, обращении с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами необходимо следовать международно признанным подходам в области радиационной безопасности.

В целом, несмотря на значительно сокращенный формат обмена мнениями, рассмотрение научных аспектов прошло весьма конструктивно.

При этом, оценивая общий прогресс состояния дел в сфере обеспечения радиационной безопасности в целом и обращения с РАО в частности, можно констатировать и одно общее отрицательное обстоятельство — стагнацию в развитии нормативного обеспечения.

В части обеспечения радиационной безопасности эта стагнация предопределена содержанием принятого в 1995 году Федерального закона «О радиационной безопасности населения». Последние годы не дали позитивных сигналов, а предложенный в 2020 году проект внесения изменений в этот закон был скорее шагом в сторону, чем движением вперед. В канун конференции благодаря усилиям Генеральной инспекции Госкорпорации «Росатом» были сформированы предложения по плану работ в данной области, а на самой конференции была выражена солидарная поддержка этому плану. Есть надежда, что он будет успешно реализован.

В сфере обращения с РАО основные потребности в развитии нормативной базы были сформулированы почти 5 лет тому назад и касались, главным образом содержания нескольких критериев, определенных постановлением Правительства России № 1069. Они также не находят разрешения, несмотря на простоту идей, лежащих в их основе. Тем не менее, к настоящему времени вероятность внесения необходимых изменений в критерии

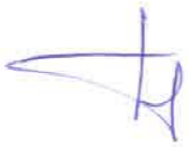
отнесения РАО к особым и в критерии классификации РАО для захоронения оценивается высокой.

В состав материалов планировалось включить решение Конференции с развернутыми рекомендациями. Работа по их подготовке велась, однако радикальное изменение условий развития экономики страны во многом сместило приоритеты. Требуется определенное время для осмысления наших задач в новых условиях.

Также планировалось и издание материалов конференции. В связи с серьезным увеличением стоимости многотомного издания от не него решено отказаться в пользу электронной версии.

Председатель Программного комитета,

Научный руководитель ИБРАЭ РАН,

академик РАН  Л. А. Большов

## *2. Открытие конференции*

**Ведущий Конференции – научный руководитель ИБРАЭ РАН, академик РАН, профессор Большов Леонид Александрович**

Уважаемые коллеги, мы собрались на пленарное заседание, посвященное открытию 11-й Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». За нами баннер, на котором самый крупный заголовок, бросающийся в глаза, 75-летие атомной отрасли России. Действительно, мы по плану собирались эту конференцию проводить в прошлом году, но пандемия внесла свои коррективы. Летом, в разгар очередной волны, мы перенесли эту конференцию на осень. Была надежда, что ее можно будет провести в очном формате, в зале Российской академии наук, все было подготовлено, но начало нарастать число ежесуточно заболевших. До последнего рассчитывали, что удастся провести конференцию в очно-заочном режиме, но, когда цифры заболеваемости приняли критические значения, мы решили провести конференцию полностью в онлайн-режиме.

Рисунок 1 – XI Российская научная конференция: «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»

Всего было 300 заявок из 14 стран ЕврАзЭС, Беларусь, Казахстан, Узбекистан, Киргизия, из них 175 заявок на участие с докладами, прислано было 130 тезисов и 109 презентаций и докладов. Заочная онлайн-форма конференции, тем не менее, обладает

всеми необходимыми инструментами для обсуждения: можно задавать вопросы и во время мероприятия, и на сайте, труды публикуется на сайте или в сборнике.

Рисунок 2 – История Конференций №1-10

История конференции. Первая конференция была проведена в 1974 году. Сейчас 2021 год – почти 50 лет истории этих конференций. Первые две конференции были организованы под эгидой МИФИ и ими занимался профессор В. П. Машкович. Когда мы отправились в 1986 году в Чернобыль ликвидировать последствия аварии, взяли с собой немного трудов, среди них была классическая книга В.П. Машковича по радиационной защите, и в конкретных чернобыльских делах мы ее использовали. Далее конференцию организовывали Омский политехнический институт, Институт физики высоких энергий, Физико-энергетический институт, а начиная с 2015 года, организационные вопросы взял на себя ИБРАЭ РАН. В 2015 году в конференции приняли участие 450 специалистов, немного больше, чем у нас сейчас, и она была посвящена большей частью подведению итогов реализации ФЦП ЯРБ. Я не могу здесь не отметить, что вопросами радиационной безопасности ядерных технологий всерьез мы начали заниматься в 2008 году, когда стартовала первая ФЦП ЯРБ, с 2008 по 2015 год. До этого времени мы занимались вопросами ядерной и радиационной безопасности, но решение накопленных проблем наследия, текущей деятельности, финансировалась не очень хорошо, не в первую очередь. В те времена, с Александром Михайловичем Агаповым, мы спорили до хрипоты, когда расписали, готовя эту программу, очень много мероприятий. Естественно, требовалось на нее большие деньги по тем временам, больше 100 миллиардов. Это казалось заоблачной цифрой. Александр Михайлович настаивал на том, чтобы сокращать, столько денег нам не

дадут. Но деньги дали, и больше, чем 100 миллиардов, 143, по-моему, если я правильно помню. Бурная деятельность в 2008 году началась и в 2015 году самые основные больные вопросы были решены.

С 2016 года началась вторая Федеральная целевая программа по обеспечению ядерной и радиационной безопасности с 2016 по 2030 год, уже для того чтобы в регулярном порядке и накопившиеся проблемы, и текущие проблемы решать системно и последовательно, и стремясь к тому, чтобы эту проблему довести до обычного спокойного режима работы.

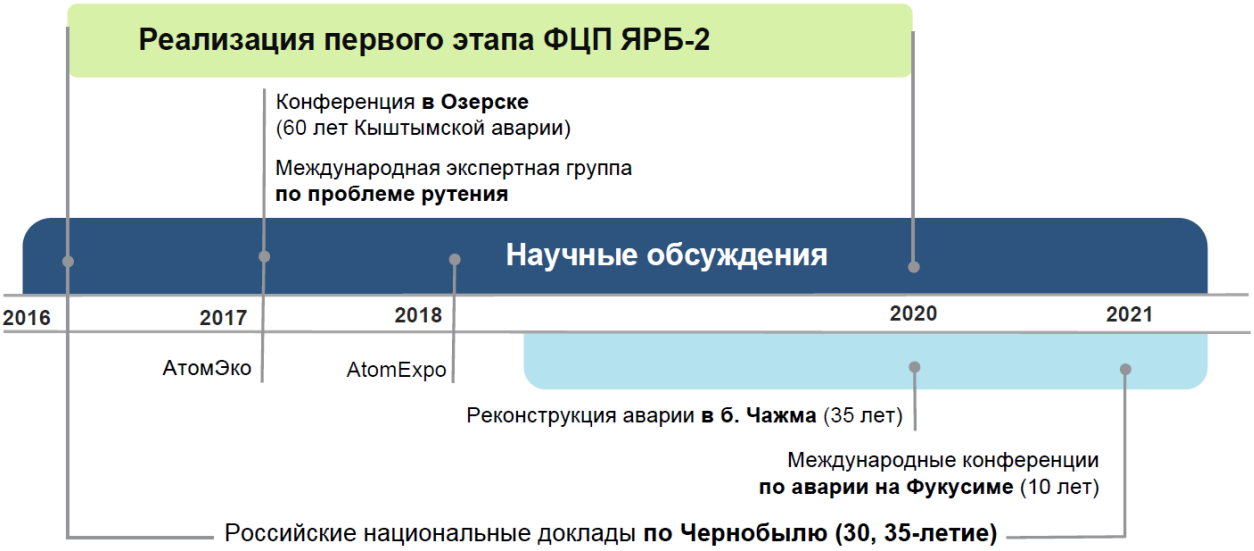



Рисунок 3 – Наиболее значимые научные события 2015-2020 годов

Наиболее значимые научные события, прошедшие с предыдущей конференции, это реализация первого этапа второй ФЦП ЯРБ, мы отдали дань чернобыльским делам и к 30-летию, и к 35-летию Чернобыля были выпущены очередные национальные доклады, подводящие итоги ликвидации последствий чернобыльской аварии. К 35-летию в первый раз мы включили в национальный доклад последствия ее для атомной энергетики и промышленности, какие многочисленные мероприятия выполнены по повышению безопасности. Прошла конференция в г. Озерске, подведя итоги 60-летию кыштымской аварии, в 2017 году прошла АТОМЭКО. В 2017 году для многих, кто участвовал в этой проблеме, очень памятная дата, поскольку в проблеме радиационной безопасности есть составляющая, связанная с реальной опасностью, но, к сожалению, есть и составляющая политическая, связанная с мнимой опасностью, когда заинтересованные в чем-то люди, страны начинают раздувать кадило опасности радиационной на ровном месте, как это в 2017 году и было раскачано по проблеме рутения – был обнаружен технический рутений в

ряде европейских стран, и своими вычислениями вполне уважаемые организации доказывали, что происхождение этого рутения из нашего производственного объединения ФГУП «ПО «Маяк». Пришлось затратить немалое количество усилий, создать международную рабочую группу по этой проблеме, для того чтобы доказать, основываясь на цифрах, фактах, дополнительных измерениях, что слухи об аварии на «Маяке» сильно преувеличены. Недавно я обратил внимание, что очень долго замалчиваемая авария в бухте «Чажма» при перегрузке атомной подводной лодки в 2020 году, получила очень полное яркое освещение коллективом автором во главе с академиком А.А. Саркисовым. У нас на конференции будет посвященный этому доклад. В этом году десятилетие аварии на Фукусиме, целый ряд международных конференций обсуждали причины и последствия этой аварии, как она отразилась на технологиях атомной энергетики, на самом подходе к атомной энергетике в разных странах и у нас стране, немало решений, связанных с этой аварией, по предотвращению самой возможности ее происхождения были приняты.

**26 октября**
**Пленарное заседание:**
**6 приветственных слов; 10 докладчиков**

| | | | |
|---|---|---|---|
| **28-29 октября:** **Линге И.И., д.т.н., заместитель директора (ИБРАЭ РАН)** | **Радиационная безопасность** | **Расчетные коды для обоснования радиационной защиты и РБ** | **27 октября:** **Стрижов В.Ф., д.ф.-м.н., заместитель директора (ИБРАЭ РАН)** |
| | Вопросы радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации объектов использования атомной энергии (далее – ОИАЭ). Системы радиационного мониторинга и радиационного контроля и дозиметрии. Цифровые технологии. Научно-технические вопросы аварийного реагирования. Методы и результаты экспериментальных исследований в этой области. Нормативное регулирование. | Теория и методы расчетов. Коды (расчетные программы), базы данных и экспериментальные исследования по расчету переноса ионизирующих излучений в радиационной защите ОИАЭ (без задач физики реакторов). Теория и методы расчетов, коды (расчетные программы) базы данных и экспериментальные исследования для расчета переноса радиоактивных веществ в ОИАЭ и окружающей среде. Вопросы аттестации расчетных кодов. | |
| **28-29 октября:** **Уткин С.С., д.т.н., заведующий отделением (ИБРАЭ РАН)** | **Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла** | **Вопросы радиационной безопасности в ядерной медицине** | **27 октября:** **Смирнов В.П., академик, научный руководитель АО «Наука и инновации»** |
| | Вопросы радиационной безопасности персонала и населения при эксплуатации объектов использования атомной энергии (далее – ОИАЭ). Системы радиационного мониторинга и радиационного контроля и дозиметрии. Цифровые технологии. Научно-технические вопросы аварийного реагирования. Методы и результаты экспериментальных исследований в этой области. Нормативное регулирование. | Современные методы ядерной медицины. Медицинское облучение. Безопасность установок ядерной медицины. Перспективы развития ядерной медицины. | |

Рисунок 4 – Тематики конференции

**Вице-президент РАН, академик РАН, Бондур Валерий Григорьевич**

От имени руководства Российской академии наук приветствую участников XI Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», посвященной 75-летию атомной отрасли России. Конференция проводится при поддержке Российской академии наук, Госкорпорации «Росатом», Минобрнауки России и ИБРАЭ РАН.

Во время работы Конференции будут заслушаны доклады, содержащие результаты фундаментальных, поисковых и прикладных исследований по актуальным направлениям, связанным с обеспечением радиационной защиты и радиационной безопасности в области ядерных технологий. Эти результаты крайне важны для обеспечения устойчивого развития атомного энергетического комплекса, в том числе для обеспечения перехода на двухкомпонентную ядерную энергетику на основе замкнутого ядерного топливного цикла с обеспечением более высокого уровня безопасности новых АЭС, а также для создания новых корабельных и судовых реакторных установок 4-го поколения.

Среди участников Конференции – специалисты Госкорпорации «Росатом», Ростехнадзора, Роспотребнадзора, ФМБА России, Росгидромета, НИЦ «Курчатовский институт», институтов РАН, высших учебных заведений, а также зарубежных организаций и ряда частных компаний.

Желаю участникам XI Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» крепкого здоровья, плодотворной работы, интересных дискуссий, а также дальнейших творческих успехов и реализации намеченных планов для достижения важных для науки и страны результатов!

**Заместитель Министра Министерства науки и высшего образования Российской Федерации, к.э.н., Медведев Алексей Михайлович**

Уважаемые коллеги, организаторы и участники конференции, ваш научный форум посвящен серьезным вопросам, интересующим не только специалистов, связанных с атомной отраслью, но и все современное общество. Мы знаем, что необходимость в защите от радиации появилась практически сразу после её открытия в конце XIX века. Острый интерес ученых к новому виду излучения и его действию на человека привел сначала к прорыву в медицинской диагностике и фундаментальным открытиям в области молекулярной биологии, а позже породил феномен ядерного оружия и дал мощный импульс развитию мирного атома. С этого времени радиационная безопасность стала актуальной проблемой для всего человечества.

За прошедшие годы удалось достичь много и в научном, и в практическом плане. После трагедии в Чернобыле безопасность стала главным приоритетом в атомной отрасли, а высококвалифицированная научная экспертиза сегодня – обязательный элемент принятия всех важных для безопасности решений. Без этого Росатом вряд ли смог преодолеть стойкие «чернобыльские» предубеждения мировой общественности, запустить в середине 2000-х второй атомный проект и выйти в лидеры на международном рынке ядерных технологий.

Прочный союз науки и технологий наглядно демонстрирует состав организаторов этой конференции. ИБРАЭ – один из динамично развивающихся институтов Российской академии наук, за три десятилетия своего существования Институт сумел аккумулировать богатый опыт отечественной науки и интернализировать лучшие подходы зарубежных экспертных организаций в области ядерной и радиационной безопасности. Участие в конференции представителей руководства Госкорпорации Росатом и заявленная организаторами конференции цель оценить прогресс в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности за прошедшую пятилетку, – все это говорит о серьезном интересе практиков к оценкам и выводам науки.

В научном плане тематика секций конференции охватывает вопросы практического обеспечения радиационной безопасности, развитие расчетного и цифрового

инструментария для обоснования безопасности ядерных объектов, обращение с ОЯТ и РАО, как специфических видов деятельности, направленных на защиту будущих поколений и вопросы ядерной медицины.

Когда речь идет об атомной отрасли и радиации, общественность полагает, что безопасности много не бывает – риски от атомных производств надо снижать до нуля. Подход специалистов более рациональный – радиационные риски нужно оценивать в общем контексте общественного развития, а решение нужно принимать, взвесив все за и против. Но переубедить общественность, как известно, не всегда удается. Полагаю, что ваша конференция даст специалистам хорошую возможность для обмена мнениями и на этот счет тоже.

Желаю всем участникам конференции здоровья в эти нелегкие ковидные времена, а также интересной работы и полезных деловых контактов!

**Директор по государственной политике в области РАО, ОЯТ и ВЭ ЯРОО,**

**Крюков Олег Васильевич**

Дорогие участники конференции!

На обеспечение ядерной и радиационной безопасности нас ориентируют основы государственной политики, утвержденные президентом Российской Федерации.

Достижение стратегических целей в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности требует значимых долговременных усилий Госкорпорации «Росатом».

Мы привлекаем эксплуатирующие организации, используем специальные резервные фонды, федеральный бюджет. Важная составляющая обеспечения безопасности.

Вопросы обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ занимают особое место в этих задачах и еще на протяжении многих лет не будут терять своей актуальности, учитывая многокомпонентность атомного энергетического комплекса и наличия большого количества объектов ядерного наследия.

Одним из мощных организационных и финансовых инструментов достижения заявленных целей и задач служит федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года».

Проведение XI-й российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» создает дискуссионную площадку для оценки прогресса в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, позволяет подвести промежуточные итоги реализации первого этапа ФЦП.

Госкорпорация «Росатом» очень серьезно относится к этой работе.

Мы отчетливо видим и чувствуем такое же серьезное отношение всех ключевых ведомств – Минэкономразвития России и Минфина России, государственных заказчиков Программы.

Опыт реализации мероприятий дает нам уверенность в их успешном завершении и подтверждает высокий уровень компетенций наших организаций и специалистов.

Уверен, что XI-ая российская научная конференция "Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях" станет не только эффективной

площадкой для обсуждения результатов по обеспечению ядерной, радиационной, экологической безопасности, но и позволит обозначить вместе с общественностью и научными организациями новые задачи, а главное – новые механизмы сотрудничества и расширения границ взаимодействия по всему спектру проектов.

**Председатель Межведомственного научного совета по радиохимии при президиуме Российской академии наук и Госкорпорации «Росатом», академик Мясоедов Борис Федорович**

Добрый день, уважаемые коллеги, участники всероссийской научной конференции по проблемам радиационной защиты и радиационной безопасности в ядерных технологиях!

В первых словах своего выступления я хотел бы поздравить вас с началом этой очень важной конференции и пожелать вам интереса и новых находок от имени Межведомственного совета по радиохимии при Президиуме Российской академии наук и Госкорпорации «Росатом». Этот совет существует уже более 60 лет и осуществляет связь между разработками фундаментального характера в различных институтах Российской академии наук и их использованием для решения проблем атомной промышленности.

Наша конференция должна была состояться в прошлом году, когда мы активно, в том числе и многие центры, города отмечали 75-летие со дня организации атомной промышленности в нашей стране. За прошедшие 75 лет эта промышленность проделала огромный путь, есть много достижений, они хорошо известны и описаны в литературе. В честь этого события Академией наук у вместе с Госкорпорацией «Росатом» в прошлом году, в истекшем году, была проведена научная сессия, на которой были детально рассмотрены основные этапы развития атомной промышленности, ее достижения и задачи, которые перед ней стоят. К сожалению, эта конференция планировалось на тот год, но из-за особенностей пандемии она не могла быть проведена в прошлом году, но вот сейчас мы собрались, и я уверен, что она так же, как и в предыдущих десяти прошедших аналогичных конференциях обсудит достижения в области атомной промышленности и поставит те задачи, которые необходимо решать всем, кто имеет отношение к атомной промышленности. Сразу я хотел бы сказать, развитие атомной промышленности определяется многими современными направлениям науки и технологиями, но красной нитью через все проекты проходит обеспечение ядерной и радиационной безопасности как персонала, который работает в составе атомной промышленности нашей, так и окружающей среды. Нужно сказать, что перед Росатомом, который является штабом атомной промышленности в настоящее время, сейчас стоят новые проблемы, связанные с замыканием ядерного топливного цикла двухкомпонентной системы, состоящие из атомных реакторов, работающих на нейтронах тепловой энергии и на быстрых нейтронах.

Это очень большая и сложная задача и она касается фактически всех областей использования ядерных подходов в атомной промышленности. И конечно в первую очередь это развитие атомной энергетики и связанные с ним проблемы ядерного топливного цикла. Много стоит задач, которые должны быть решены. Это прежде всего создание новой технологии переработки облученного топлива, в связи с тем, что используемый ныне так называемый пурекс-процесс не является оптимальным с точки зрения применения технологий переработки облученного топлива, как это делалось на становлении атомной промышленности, когда главной целью было выделение плутония. Сейчас решаются другие задачи, а именно многократное использование исходного топлива, чтобы целиком использовать ядерный потенциал природного урана, обогащенного соответственно 235 изотопом. Проблемы извлечения ценных компонентов, образующиеся при делении ядерных материалов в атомных реакторах, в первую очередь, это конечно цезий и стронций, это благородные металлы и многие другие.

Большую проблему представляет также обращение с радиоактивными отходами и в первую очередь уменьшение количества долгоживущих особенно опасных альфа-радиоактивных радионуклидов, минорных актинидов, как мы их называем, для того чтобы снизить экологическую опасность захораниваемых радиоактивных отходов. И в настоящее время осуществляется даже федеральный проект, направленный на создание нового типа реакторов, а именно жидко-солевые реакторы для трансмутации особенно опасных ядер америция, изотопов америция с превращением их в стабильные или более коротко живущие. Проблема обращения с отходами это позволит может быть в будущем избавиться от подземного хранения ну и много других. Главное, конечно, для обеспечения решения проблемы обращения с радиоактивными отходами – это матрица, в которую они помещаются для того чтобы минимизировать воздействие на окружающий мир. Здесь сама природа дает нам ответ: известно, что в недрах земли в виде различного рода минералов элементы могут храниться миллионы лет без какой-либо существенной миграции. В настоящее время в стране в развитие ядерного топливного цикла, имею в виду в первую очередь еще раз хотел бы подчеркнуть проблемы радиационной защиты и радиационной безопасности. Это значит сооружение самых современных реакторов с соответствующими приспособлениями и практически исключающее любой вид аварии, в том числе известны поддоны на случай расплава топлива. Поэтому у нас в стране разработан целый ряд новых матриц, в том числе минералоподобная матрица, которая образуется в отличие от многих других не при высокой температуре, а при обычной

комнатной температуре и давлении и обладает всеми необходимыми свойствами, прежде всего в отношении скорости выщелачивания включаемых радионуклидов.

Важность и необходимость проведения исследований по обеспечению радиационной защиты и радиационной безопасности является тот факт, что уже в течение последних лет существует федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности», в которой решаются многие проблемы, о которых мы с вами говорили.

Я хотел бы отметить, что, на мой взгляд, ИБРАЭ, спасибо ему за это, подготовил очень интересную научную программу конференции, в том числе и последние отечественные достижения в решении вот тех поставленных задачах, о которых мы говорили выше, которые нашли отражение и поддерживались в рамках этой федеральной программы и основные интересные результаты, в том числе и свойство новых матриц, безопасность самых ядерных реакторов, интересные находки в плане большого проекта, который сейчас в Росатоме реализуется, проекта «Прорыв», где решаются многие и есть предложения и сейчас создается опытная промышленная установка, основанное на использовании другого, не оксидного, а нитридного топлива.  ну и те проблемы, которые успешно решаются в ходе выполнения этого проекта.

Хотелось бы обратить внимание всех участников конференции, что помимо ядерного топливного цикла, ядерные технологии находят очень широкое применение и в других областях хозяйства или промышленности, в первую очередь в медицине. Будущее медицины как раз за ядерной медициной, которая отличается главным свойством, тем, что нужный радиоактивный материал, в основном это альфа-распадные радионуклиды, для лечения тех или иных органов или отдельных тканей достигается не путем облучения всего организма, а так называемой точечной доставкой, когда с помощью использования специальных биологических веществ радиоактивное вещество достигает места заболевания. Соответственно позволяет и диагностировать степень заболевания, и одновременно проводить лечение.

Еще раз хотел бы отметить роль сотрудников института ИБРАЭ, который, на мой взгляд, является одним из главных предприятий не только среди институтов Академии наук, которые отвечают за ядерную и радиационную безопасность. Здесь проходят стажировки многие иностранные участники, имеются тесные связи с МАГАТЭ.

В заключение я хотел бы пожелать всем участникам новых больших успехов, здоровья, благополучия. Я уверен, что конференция еще раз пройдет успешно, потому что

крайне важные и необходимые проблемы зависит прежде всего развития дальнейшей атомной промышленности в первую очередь в отношении производства ядерной энергетики, зависит от решения тех проблем, которые будут обсуждаться на этой конференции. Спасибо большое за ваше внимание.

**Заместитель руководителя Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору, к.т.н., Ферапонтов Алексей Викторович**

Уважаемые участники конференции, обращаясь к вам от имени Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору позволю обратить внимание на ряд обстоятельств, характеризующих наше отношение к теме конференции.

Ростехнадзор и иные органы государственного регулирования существуют в зоне максимальной чувствительности к вопросам радиационной безопасности и радиационной защиты. Несмотря на во многом непростые условия двух последних лет, нынешнее время характеризуется продолжением реализации масштабной программы по ликвидации объектов ядерного наследия, выводу из эксплуатации и реабилитации разнообразных радиационно-опасных объектов, разработке проектов и строительству пунктов захоронения РАО, созданию новых объектов, в том числе и по завершающим стадиям ЖЦ и новым реакторным технологиям, в том числе прорывным. Очевидно, что органы регулирования никак не могут оставаться в стороне. Ведь именно им надлежит формулировать недостающие требования и осуществлять контроль соблюдения норм и правил, в том числе в отношении ранее не выполнявшихся работ. Конференция в этом отношении дает прекрасную возможность поговорить обо всем новом. Есть это новое и у наших специалистов. Много нового рассматривается и на международном уровне на площадках МАГАТЭ и АЯЭ ОЭСР, где в равной степени представлены и Госкорпорация «Росатом» и Ростехнадзор. Подобные сообщения также присутствуют в программе конференции.

Конференция проходит не в совсем привычном формате. Тем не менее, выражаю уверенность, что докладчикам и участникам удастся и пообщаться, и зарядиться новыми полезными для работы идеями и потом их реализовать в практической деятельности.

**Заместитель руководителя Федерального медико-биологического агентства России, доктор медицинских наук, Игорь Владимирович Борисевич**

Уважаемый Леонид Александрович! Уважаемые коллеги и участники 11-й Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность ядерных технологий»!

Основной декларируемой целью, проводимой конференция является оценка прогресса в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности за последние годы. В эти годы произошли значительные события. В 2020 году отмечалось 75 лет атомной промышленности. В 2021 году исполнилось 35 лет после аварии на четвертом блоке Чернобыльской АЭС. В 2018 году Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН отметил свое 30-летие, в 2021 году научному руководителю Института, председателю Научно-технического совета № 10 Леониду Александровичу Большову исполнилось 75 лет. Леонид Александрович своей судьбой и профессиональной деятельностью связал фундаментальное образование, фундаментальную науку и прикладные инженерные исследования в области атомной энергетики. ИБРАЭ РАН, созданный как институт, независимый от промышленности и органов надзора, занимался научными вопросами, проблемами обоснования безопасности функционирования атомных станций, заложил научные основы стратегического планирования в ядерной и радиационной безопасности России.

В 2022 году ФМБА России как преемник 3-го Главного управления при Министерстве здравоохранения СССР будет также отмечает свое 75-летие. Наше ведомство было создано в августе 1947 года для решения проблемы обеспечения безопасности и сохранения здоровья людей, работающих в рамках атомного проекта над созданием ядерного щита нашей страны. Это была очень трудная задача, поскольку создавались новые ядерные технологии с новым ранее неизвестным комплексом вредных и опасных факторов. В настоящее время на медико-санитарном обеспечении ФМБА России находится персонал предприятий атомной энергетики, ядерного оружейного комплекса, ядерного топливного цикла, ядерного судостроения и население отдельных территорий. В их числе более 700 организации, 50 отдельных территорий, в том числе 20 ЗАТО и 10 городов, в которых расположены атомные электростанции. На всех важнейших объектах атомной отрасли нами ведутся исследования в области радиационной защиты и

повышения безопасности персонала и населения, окружающей среды, а также постоянно осуществляется санитарно-гигиенический контроль и надзор за санитарно-эпидемиологической и радиационной обстановкой. Можно констатировать, что российская система обеспечения безопасности в атомной отрасли основана на огромном опыте развития ядерных технологий в СССР и России и соответствует подходам, используемым за рубежом.

Основой системы обеспечения радиационной безопасности в нашей стране является приоритет охраны жизни и здоровья человека, настоящего и будущего поколения, окружающей среды от возможного воздействия радиации. И мы можем быть уверены, что радиационная безопасность персонала, населения и природной среды у нас обеспечена на должном уровне. Однако новые понятия, стандарты и нормативы, опубликованные в прошедшее десятилетие ведущими мировыми организациями, в первую очередь, НРКРЗ, МАГАТЭ в настоящее время не используются в нашей работе в полной мере. Это приводит к рискам в области внешнеэкономической деятельности при экспорте ядерных технологий и материалов. Специалисты нашего центра, Государственного научного центра имени Бурназяна, с привлечением ведущих российских специалистов в области радиационной безопасности в 2020–21 гг. провели подробный анализ и показали необходимость обновления нашей нормативно-правовой и методической базы. Безусловно, это большая работа, требующего времени и соответствующего финансирования. Но высокий интеллектуальный потенциал российских специалистов является залогом успешного осуществления планов в этой области. Я полагаю, мы услышим на конференции промежуточные результаты этой работы.

Разрешите в заключение пожелать всем участникам конференции плодотворной работы. Уверен, что конференция внесет большой вклад в дело объединения специалистов различных ведомств, позволит вывести на новый уровень обеспечение радиационной защиты и радиационной безопасности персонала населения и окружающей среды.

# *3. Научные доклады пленарного заседания «Реализация ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года»*

# ЛИКВИДАЦИЯ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ КАК КЛЮЧЕВОЙ ФАКТОР ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

А. А. Абрамов

Заместитель директора по государственной политике в области РАО, ОЯТ и ВЭ ЯРОО - начальник Управления разработки и реализации программ реабилитации объектов наследия Госкорпорации «Росатом»

*ГК «Росатом», г. Москва*


Добрый день, уважаемые коллеги!

Сегодня мой доклад посвящен итогам реализации первого этапа федеральной целевой программы «Ядерная и радиационная безопасность 2015–2030».

Рисунок 1 – Программный метод решения проблем ядерного наследия

ФЦП ЯРБ-2 является логическим продолжением ФЦП ЯРБ-1 и направлена на комплексное обеспечение ядерной и радиационной безопасности путем планомерного решения накопленных проблем ядерного наследия, окончательное решение которых включает вывод из эксплуатации всех ядерно и радиационно опасных объектов наследия, переработку всего находящегося в федеральной собственности ОЯТ, переработку и захоронение накопленных удаляемых РАО, консервацию пунктов размещения накопленных особых РАО и реабилитацию радиационно загрязненных территорий.

Изначально проект программы был рассчитан на ее выполнение до 2025 года, рассматривалось 3 сценария. То, что выбранная стратегия позволяет обеспечивать гарантированное решение проблем ядерного наследия, в том числе создать все необходимые элементы национальной системы обращения с ОЯТ и РАО, а срок реализации Программы увеличен до 15-ти лет является большим достижением и очень важно в условиях выполнения длительных работ.

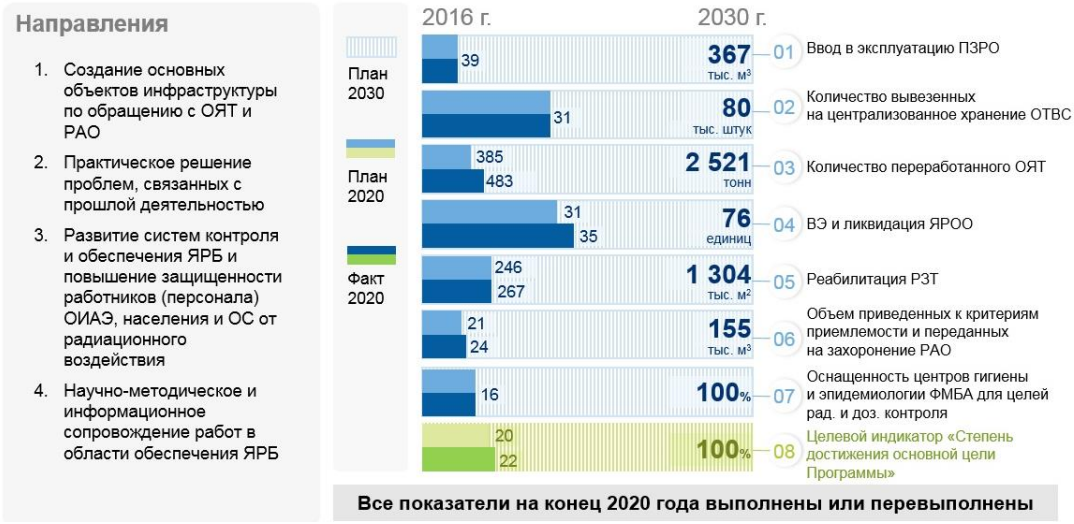



Рисунок 2 – Целевые показатели и индикаторы ФЦП ЯРБ-2

Программа реализуется по 4 основным направлениям, ход реализации которых оценивается по соответствующим целевым показателям и сводному индикатору. Так, например, первое направление – стройки – оценивается через количественную характеристику мощности вводимых в эксплуатацию ПЗРО. Однако существуют и другие проекты капительного строительства, не учитывающиеся в показателе (о них подробнее на след. слайде).

В целом, всего около 60% мероприятий Программы вносят вклад в целевые показатели.

По итогам каждого года реализации 1-го этапа ФЦП ЯРБ целевой индикатор и все целевые показатели были выполнены или перевыполнены. Такой результат достигнут за счет своевременного выполнения работ в рамках программных мероприятий, грамотного использования финансовых средств, мониторинга и своевременной оценки хода реализации Программы и возможных рисков отклонений, а также эффективного управления Программой и использования механизмов оптимизации и перераспределения финансовых средств, технологических, трудовых и временных ресурсов.

Рисунок 3 – Строительство и реконструкция инфраструктурных объектов

Капитальное строительство – это такое направление деятельности в рамках федеральных программ, которому уделяется особое внимание и с которого, как правило, наибольший спрос.

Среди масштабных проектов стройки, реализованных по итогам реализации 1го этапа Программы: ввод в эксплуатацию трех объектов 2-й очереди ППЗРО на территории АО «УЭХК» в г. Новоуральске Свердловской области. Общий объем хранилища РАО составил 55 тысяч куб. м, его эксплуатация рассчитана до 2036 года. На втором и третьем этапах реализации ФЦП ЯРБ-2 планируется построить еще 2 ППЗРО в Северске и в Озерске общим объемом более 320 тысяч куб.м.

Также в рамках Программы выполняются работы по реконструкции и повышению уровня безопасности на действующих ПХ РАО, например, в 2019 году завершена реконструкция пункта временного хранения РАО (1-я очередь) на ФГУП «РАДОН» (сооружение 103), рассчитанного на хранение отходов до 50 лет.

Продолжаются работы по созданию объектов для безопасного обращения с РАО на АЭС и других предприятиях отрасли.

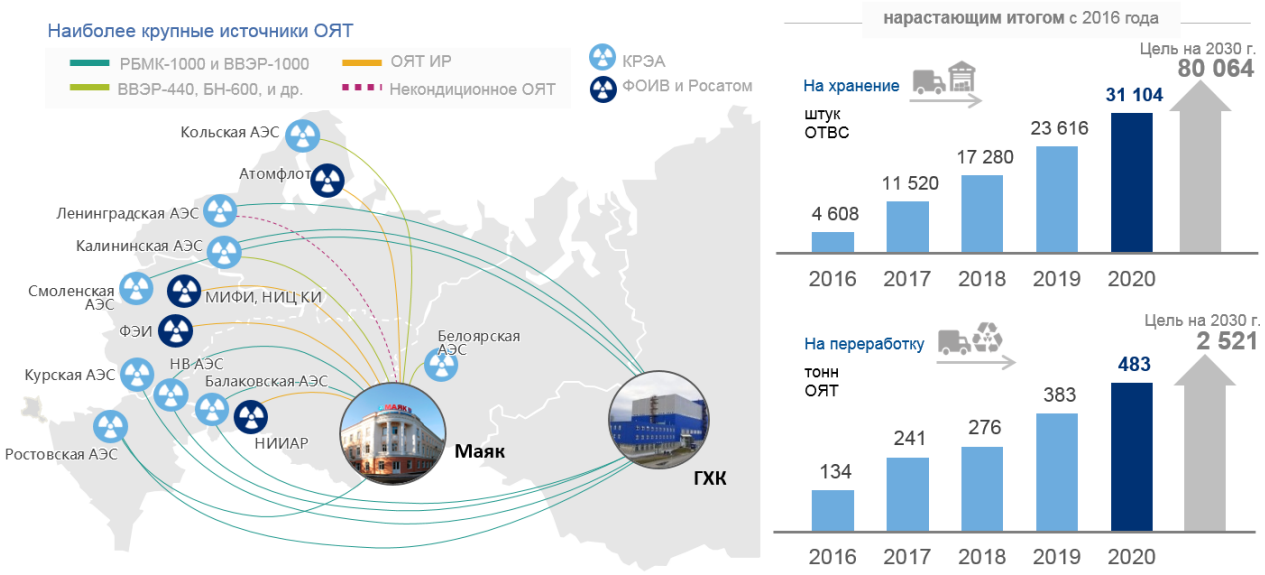



Рисунок 4 – Вывоз ОЯТ на хранение и переработку

Обращение с накопленным ОЯТ подразумевает извлечение его из пристанционных хранилищ АЭС или хранилищ предприятий отрасли, подготовку его к транспортировке (в случае с РБМК-1000 производится разделка ОТВС на две части) и транспортировка на централизованное хранение на ФГУП «ГХК» или на переработку на ФГУП «ПО «Маяк».

В ходе 1-го этапа ФЦП ЯРБ-2 было размещено на «сухое» хранение на ФГУП «ГХК» более 31 тыс. ОТВС реакторов типа РБМК-1000 с Ленинградской, Курской и Смоленской АЭС, что составило около 35 % накопленного на начало 2016 года ОЯТ данного типа.

Выполнена подготовка к вывозу, транспортировка и переработка на ФГУП «ПО «Маяк» ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440, БН-600, некондиционного (негерметичного и не пригодного для «сухого» хранения) РБМК-1000, ВВЭР-1000, ОЯТ исследовательских реакторов АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», АО «ГНЦ НИИАР», НИЦ «Курчатовский институт» и НИЯУ МИФИ, облученных блоков промышленных уран-графитовых реакторов, а также ОЯТ ядерных энергетических установок атомного флота общим объемом 482,6 тонн.

Рисунок 5 – Создание единого комплекса по обращению с ОЯТ на ФГУП «ГХК»

Основные объекты этого комплекса были созданы в рамках ФЦП ЯРБ: «сухое» хранилище ХОТ-2 для долговременного хранения ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000; реконструированное «мокрое» хранилище ОЯТ с увеличенной проектной мощностью (вместимостью); первый пусковой комплекс ОДЦ.

В рамках ФЦП ЯРБ-2 выполнены основные строительно-монтажные работы по созданию второго пускового комплекса ОДЦ. К концу 2020 года уровень технической готовности объекта составил 95 %. В последующем на ОДЦ планируется начать отработку технологии переработки ОТВС реакторов на быстрых нейтронах, которая необходима для замыкания ЯТЦ и перехода к двухкомпонентной ядерной энергетике (с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах).

**Обращение с радиоактивными отходами**

Рисунок 6 – Обращение с РАО – передача на захоронение

За 2016-2020 годы извлечено, переработано, кондиционировано, приведено к критериям приемлемости для захоронения и передано на захоронение 23,5 тыс. куб. м РАО (в том числе РАО, образовавшихся при выводе из эксплуатации ЯРОО). Основные мероприятия проводились в филиалах АО «Концерн «Росэнергоатом» и ФГУП «ФЭО», ФГУП «РАДОН», ФГУП «Атомфлот» и других предприятиях отрасли, а также при реабилитации «бесхозных» радиационно загрязненных территорий субъектов РФ. На сегодняшний день большая часть отходов подготовлена к захоронению и пока находится на площадках основных организаций-исполнителей работ - РАДОНа и ФЭО.

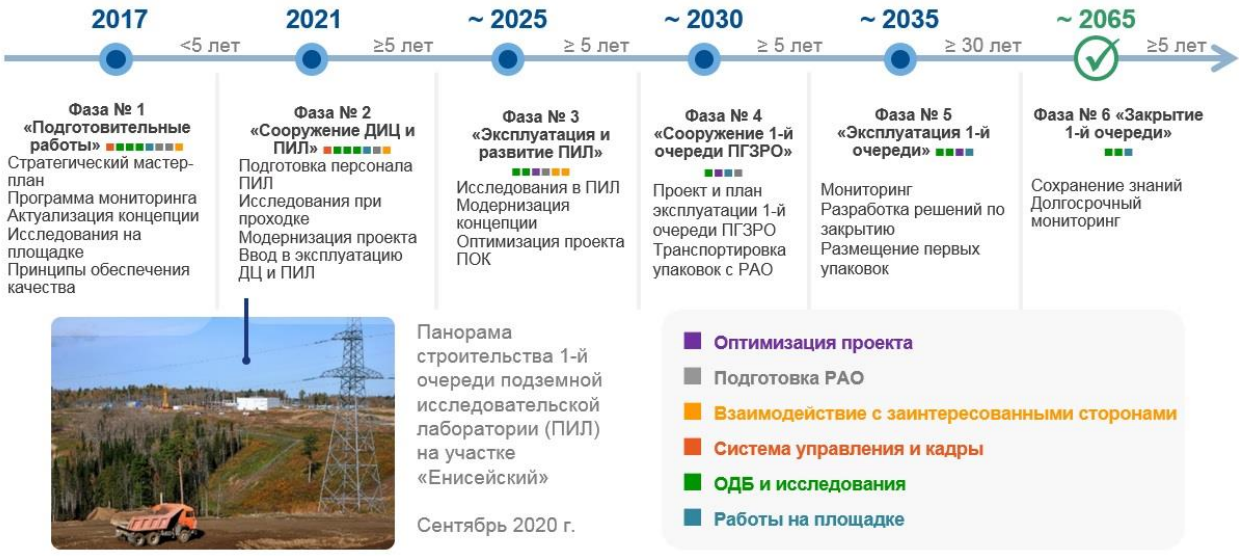



Рисунок 7 – Создание подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) в Нижнеканском массиве

В ходе 1 этапа ФЦП ЯРБ-2 были начаты практические работы по созданию ПИЛ. Построены 37 км высоковольтной линии электропередач, проложены внутренние ж/д пути, развернуто строительство административных и бытовых объектов инфраструктуры и подготовка к горнопроходческим работам. Параллельно велась проработка программ совершенствования долговременных наблюдений, геофизического доизучения зоны потенциального влияния ПГЗРО на параметры массива и др. Начато создание «цифрового двойника» ПИЛ, ориентированного на визуализацию различных операций и исследований в период строительства и эксплуатации ПИЛ, и цифровой версии обоснования долговременной безопасности (Digital Safety Case). Полностью завершить строительство 1 очереди ПИЛ и сосредоточиться на исследованиях планируется к концу 2026 года.

К слову говоря, в рамках нашей конференции запланировано множество докладов по этой теме. Выступления будут проходить в рамках третьей секции.

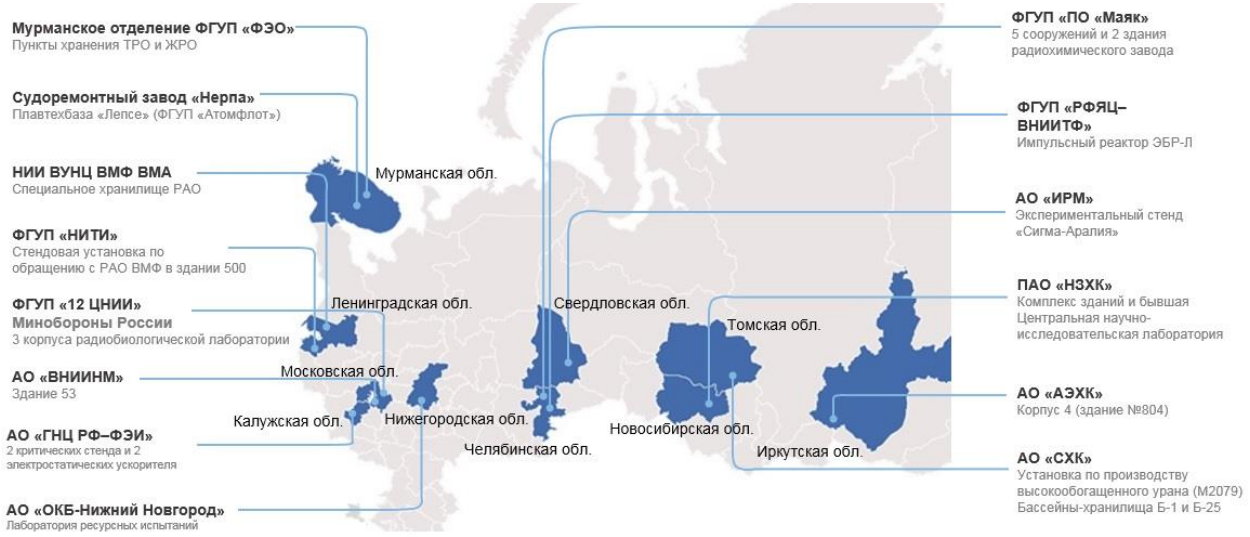



Рисунок 8 – Вывод из эксплуатации ЯРОО

В 2016-2020 годах:

– проводились работы по выводу из эксплуатации по широкому спектру объектов использования атомной энергии, включая энергоблоки АЭС, ПУГР, объекты ядерного топливного цикла, исследовательские реакторы и установки, пункты хранения РАО и др.;
– выведено из эксплуатации 35 ядерно и радиационно опасных объектов, в том числе объекты на АО «АЭХК», ФГУП «ПО «Маяк», АО «СХК», АО «ВНИИНМ», ПАО «НЗКХ» и др.;
– продолжены работы по выводу из эксплуатации на 30 объектах.

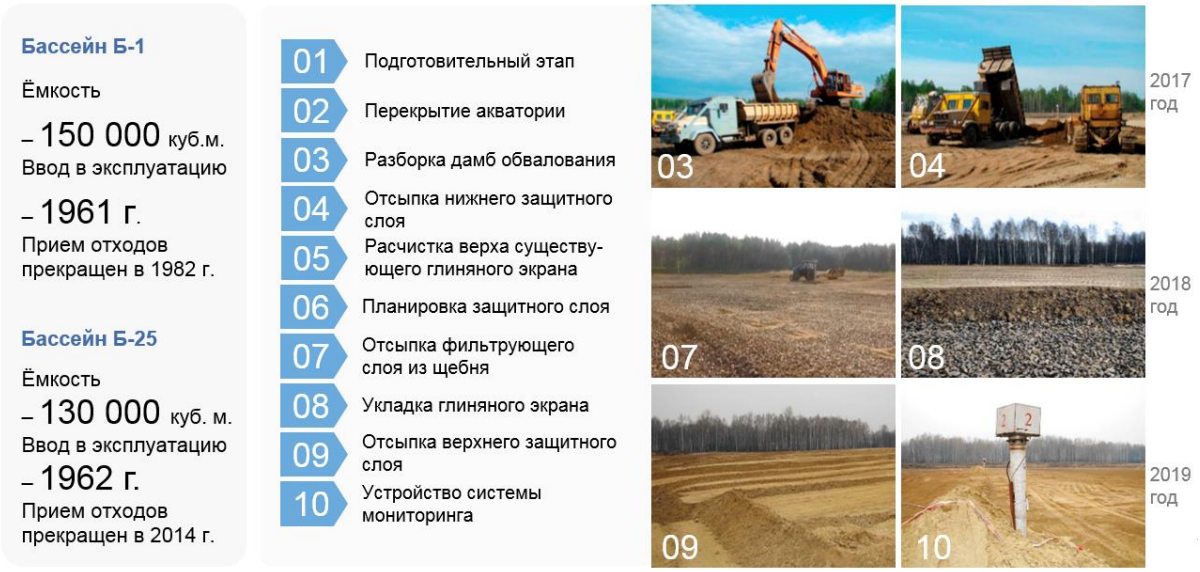



Рисунок 9 – Консервация бассейнов Б-1 и Б-25

Работа по консервации бассейнов на СХК виделась одной из масштабных. Эта практика сейчас системно и успешно выполняется, масштабируется на другие аналогичные объекты отрасли.

Благодаря использованию накопленного опыта консервации аналогичного объекта Б-2 (выполнена в 2012 году) и применению более эффективных технологий, сроки выполнения работ удалось сократить до 3-5 лет вместо запланированных изначально 10-15-ти. В настоящее время обеспечивается регулярный мониторинг состояния законсервированных объектов, позволяющий следить за протекающими процессами в водной среде и грунтах за периметром хранилищ, а также за состоянием инженерных барьеров безопасности.

Общий вид на котлован здания 804 после выполнения работ

Общий вид на здание 802

Оптимизация конечного состояния по результатам работ

1. Проектом было предусмотрено **полное изъятие** строительных конструкций и фундамента и проведение рекультивации площадки с использованием завезенного чистого грунта

2. В результате анализа принято **технологическое решение** об изменении подхода:
   - демонтаж конструкций только выше отметки «0»;
   - дезактивация строительных конструкций ниже отметки «0»;
   - использование измельченных незагрязненных радионуклидами строительных отходов для реабилитации (засыпки основной массы котлована) с покрытием чистым грунтом;
   - проведение дополнительных расчетных оценок воздействия на окружающую среду с использованием аттестованного расчетного программного средства GeRa/V1 (актуализированная версия ОВОС)

Снижение затрат на проведение демонтажных работ **~1,5 млрд** для одного здания 804

Кратное снижение объема образования РАО

Рисунок 10 – ВЭ здания №804 и №802 АО «АЭХК» в Ангарске Иркутской области

Одна из масштабных работ в рамках Программы. Вывод из эксплуатации километрового здания № 804 был начат в 2016 году с организации территории проведения работ и инфраструктуры. С 2017 года начались работы непосредственно по демонтажу строительных конструкций, технологического и инженерного оборудования. В 2019 году здание было полностью демонтировано. По результатам контрольного радиационного обследования получено заключение о радиационно-безопасном состоянии площадки.

В 2020 году аналогичные работы начаты по зданию № 802. Работы по его сносу и реабилитации территории планируется завершить в 2024 году.

В процессе работ по ВЭ здания 804 было предпринят ряд оптимизационных решений, направленных на повышение эффективности ликвидации здания. Так, проектом было предусмотрено полное изъятие строительных конструкций и фундамента и

проведение рекультивации площадки с использованием завезенного чистого грунта. В результате анализа подход был изменен в сторону использования измельченных незагрязненных радионуклидами строительных отходов для реабилитации (засыпки основной массы котлована) с покрытием чистым грунтом. Это технологическое решение позволило для одного здания сэкономить на демонтажных работах около 1,5 млрд руб.

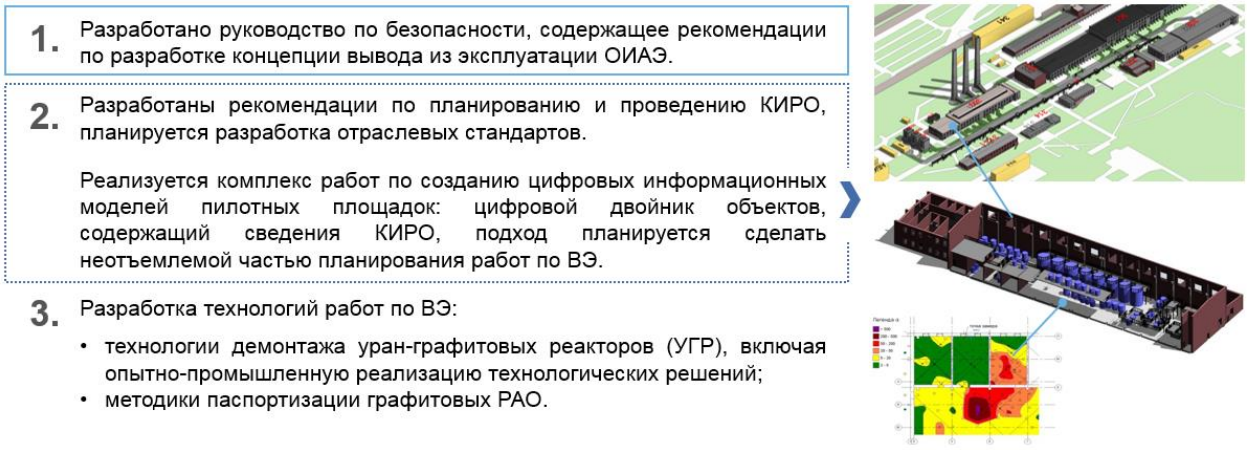



Рисунок 11 – Развитие методического и технологического обеспечения работ по ВЭ

В целях развития методического и технологического обеспечения работ по ВЭ в настоящее время подготовлено руководство по безопасности, содержащее рекомендации по разработке концепции вывода из эксплуатации ОИАЭ. Разработаны рекомендации по планированию и проведению КИРО, планируется разработка отраслевых стандартов.

Реализуется комплекс работ по созданию цифровых информационных моделей (ЦИМ) пилотных площадок: цифровой двойник объектов, содержащий сведения КИРО, подход планируется сделать неотъемлемой частью планирования работ по ВЭ.

Рисунок 12 – фрагмент 3D-визуализации общего вида площадки АО ВНИИХТ

Одной из таких пилотных площадок по созданию цифрового двойника является бывшая площадка ВНИИХТ на Каширском шоссе. Работы по созданию ЦИМ были начаты в 2020 году.

На слайде представлен фрагмент 3D-визуализации общего вида площадки.

Площадка на Каширском шоссе стала первым реализованным пилотным проектом по передаче объектов ФГУП «РАДОН», определенному в 2018 г. в качестве специализированного отраслевого оператора. Принятая организационная мера направлена на формирование централизованного обращения с объектами ядерного наследия и оптимизацию процессов по выводу их из эксплуатации. Работы по выводу из эксплуатации и реабилитации площадки, начатые в рамках ФЦП ЯРБ, продолжаются с акцентом в сторону проведения углубленных обследований, подготовки необходимой инфраструктуры и повышения эффективности предпроектных решений. Разработана Программа обследования корпусов и участков радиоактивного загрязнения для определения объема работ по ВЭ всей площадки и возврата ее в хозяйственный оборот.

Сегодня рассматриваются варианты конечного состояния объекта, определяющее в том числе возможность полезного использования площадки после ВЭ всех ЯРОО проект: редевелопмент).

Рисунок 13 – Утилизация плавтехбазы «Лепсе»

Утилизация плавтехбазы «Лепсе» - наша недавняя большая победа. Ликвидация объекта была включена в список девяти первоочередных проектов Стратегического мастер-плана, разработанного по заказу Госкорпорации «Росатом» при финансировании

со стороны Фонда поддержки экологического партнерства «Северное изменение». Проект выполнялся в рамках международного глобального сотрудничества.

Работы были начаты еще в рамках первой программы, и продолжены во второй:

- в 2016 г. осуществлена транспортировка кормового блока-упаковки. Проведены работы по подготовке к выгрузке ОЯТ. Разработана проектная и рабочая документация на возведение укрытия и санпропускника. Изготовлено и доставлено необходимое оборудование;
- в 2017 г. плавтехбаза была окончательно разделена на блоки. В 2018 г. завершено кондиционирование и прием на долговременное хранение образовавшихся при утилизации судна РАО в объеме 289,1 м3. В 2020 г. выполнены транспортирование и переработка на ФГУП «ПО Маяк» отработавшего ядерного топлива массой 1 285,1 кг.

Таким образом, в июле 2020 г. были произведены работы по выгрузке основного массива ОЯТ плавтехбазы «Лепсе»; финальный этап работ запланирован на 2021 год.

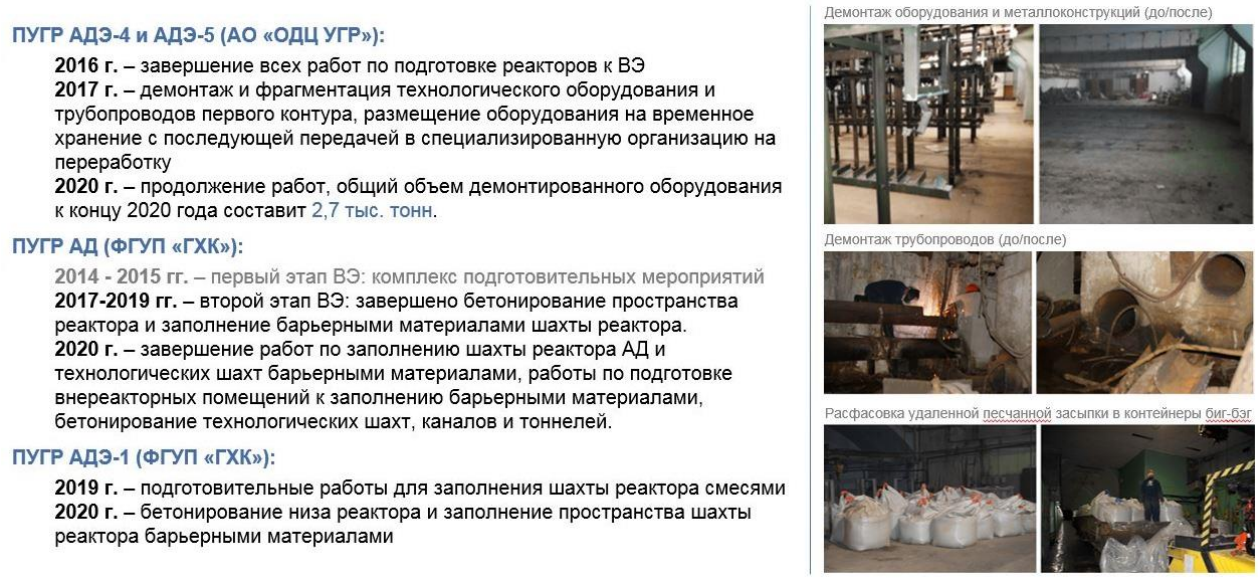



Рисунок 14 – Работы по выводу из эксплуатации ПУГР на ФГУП «ГХК» и АО «ОДЦ УГР»

В ходе 1-го этапа ФЦП ЯРБ-2 развернуты масштабные работы по выводу из эксплуатации промышленных уран-графитовых реакторов в Железногорске на ГХК и в г. Северске на площадке ОДЦ УГР. При выполнении работ используется опыт, полученный в рамках ФЦП ЯРБ в ходе вывода из эксплуатации ПУГР ЭИ-2 в Северске по варианту «захоронение на месте». В настоящее время на объекте ЭИ-2 ведется постоянный мониторинг. Специалисты отслеживают объективные данные, подтверждающие

радиационную безопасность для окружающей среды и населения вновь созданного объекта. Всего в рамках ФЦП ЯРБ-2 к 2030 г. планируется вывести из эксплуатации семь таких реакторов.

Рисунок 15 – Реабилитация РЗТ

В 2016—2020 гг. реабилитировано 267,2 тыс. м2 радиационно загрязненных территорий, в том числе более 120 тыс. м2 — на площадках размещения выводимых из эксплуатации объектов. В общей сложности работы в рамках данного направления затронули 8 регионов РФ.

| Наименование направления | Количество изобретений | Количество полезных моделей | Количество опубликованных научных статей | Количество монографий |
|---|---|---|---|---|
| **Всего по Программе** | **112** | **22** | **501** | **9** |
| Решение накопленных проблем в области обращения с ОЯТ | 62 | 18 | 24 | |
| Решение накопленных проблем в области обращения с РАО | 36 | 1 | 193 | 1 |
| Ликвидация ЯРОО и вывод из эксплуатации, реабилитация территорий и объектов | 9 | 1 | 35 | 2 |
| Повышение безопасности ядерно и радиационно опасных объектов | 5 | 2 | 50 | |
| Решение проблем медико-санитарного обеспечения | | | 181 | 4 |
| Общие проблемы ядерного наследия | | | 18 | 2 |

Рисунок 16 – Основные результаты НИОКР

НИОКР направлены на решение научно-технических задач, необходимых для выполнения практических работ по повышению уровня ЯРБ, разработки технологий переработки ОЯТ и РАО или для создания необходимых заделов в отдельных направлениях Программы. Сложность и масштаб решаемых задач обусловили необходимость получения принципиально новых результатов в части исходных данных, проектных решений и технологий, расчетно-методического обеспечения обоснования безопасности.

Рисунок 17 – Обеспечение публичности мероприятий ФЦП

Подготовленный информационно-аналитический материал по итогам реализации 1 этапа ФЦП ЯРБ-2 является первым публичным отчетом за весь период реализации подобных программ, то есть за 20 лет. Он дает основание для утверждений об информационной доступности и прозрачности реализуемых мероприятий, которой мы придаем большУю значимость, поэтому отчет будет размещен в открытом доступе на официальном сайте Программы фцп-ярб2030.рф, а также разослан в печатном виде в ряд заинтересованных ФОИВ и организаций.

Кроме того, мы организуем технические туры на площадки выполнения наших мероприятий. В период 2016—2020 гг. было проведено10 технических туров и 15 круглых столов, в которых приняли участие члены Общественного совета Госкорпорации «Росатом», представители предприятий-участников Программы, экологических,

общественных организаций, местных администраций, экспертного и научного сообществ, а также СМИ.

Мы искренне надеемся, что обеспечение публичности улучшит отношение граждан к ядерным и радиационным вопросам и повысит доверие к нашей деятельности.

# СОСТОЯНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ОРГАНИЗАЦИЯХ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ», ПРОБЛЕМЫ И ПУТИ ИХ РЕШЕНИЯ

Романов В.В.

Начальник отдела радиационной, промышленной безопасности, охраны труда и окружающей среды Генеральной инспекции Госкорпорации «Росатом»

*ГК «Росатом», г. Москва*

Глубокоуважаемые участники конференции!

Разрешите поздравить вас с началом работы нашего совещания и еще раз поздравить вас с 75-летием со дня образования атомной отрасли Российской Федерации.

Разрешите представить вашему вниманию сообщение по вопросу состояния радиационной безопасности в организациях Госкорпорации «Росатом», обозначить проблемы и возможные пути их решения.

Оценка радиационной безопасности любого объекта использования атомной энергии проводится на основе анализа ее основных показателей, к которым прежде всего относятся индивидуальные и коллективные эффективные дозы облучения персонала, количество лиц из персонала у которых эти дозы превышают установленные пределы дозовые, имеются ли случаи переобучения персонала, насколько предприятия отрасли влияют на состояние объектов окружающей среды, какие дозы облучения получает население, проживающее в зоне наблюдения радиационно опасного объекта. Поэтому мы с вами рассмотрим эти показатели и оценим, насколько отрасль привержена принципам нормирования и оптимизации, которые закреплены в законе о радиационной безопасности населения.

| Год | 2011 | 2012 | 2013 | 2014 | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | 2019 | 2020 |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Число лиц с эффективной дозой в диапазоне 20-50 мЗв | 28 | 19 | 0 | 15 | 0 | 3 | 20 | 0 | 1 | 0 |

Рисунок 1 – Показатели облучаемости персонала организаций Госкорпорации «Росатом» в период 2000-2020 гг.

Совершенно отчетливо видно на графике, что по сравнению с началом века и коллективные дозы облучения, и среднегодовые эффективные дозы облучения снизились и существенно. Если быть точнее, это почти в два раза. Более половины персонала, относящегося к группе А, получают дозу облучения менее 1 миллизиверта, до 22 % дозы находится в диапазоне от 1 до 2 миллизиверт в год. Число лиц, у которых дозы могут превышать или превышают 20 миллизиверт, весьма незначительно.

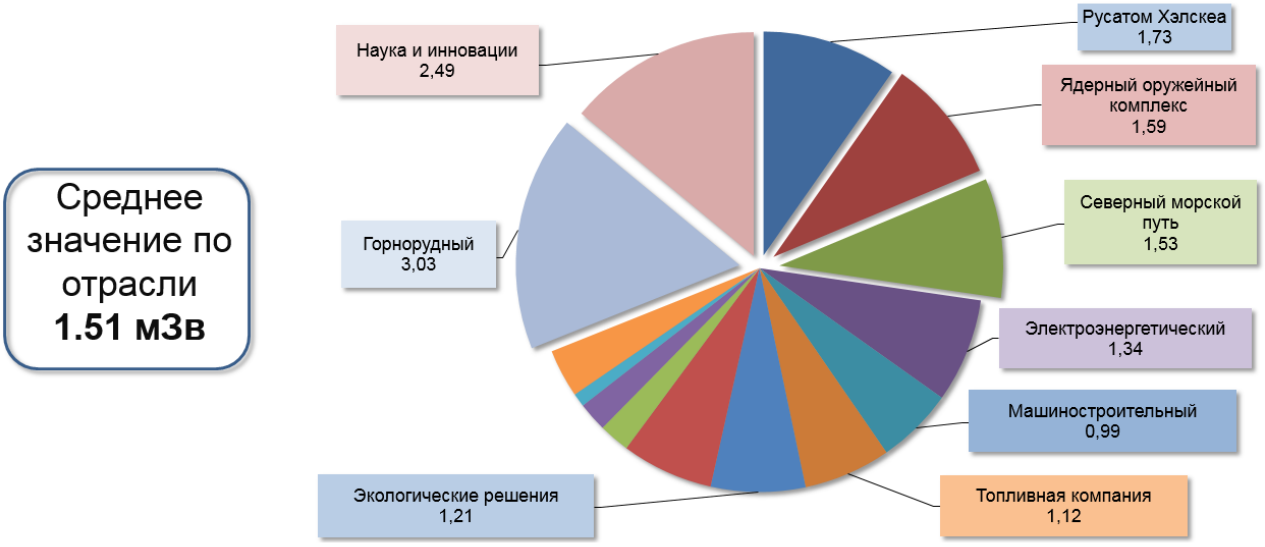



Рисунок 2 – Среднегодовые эффективные дозы дивизионов (в мЗв)

Наибольшие среднегодовые дозы облучения наблюдаются в горнорудном дивизионе и у персонала блока «Наука и инновации». Там, где в технологическом

процессе высока доля ремонтных и наладочных работ. При этом в электроэнергетическом дивизионе и топливной компании среднегодовые дозы по дивизионам находится на уровне ниже среднего по отрасли.

В «Концерне Росэнергоатом» средняя эффективная доза по сравнению с предыдущим годом еще уменьшилась на 13 % и составила 1,34 миллизиверта в год.

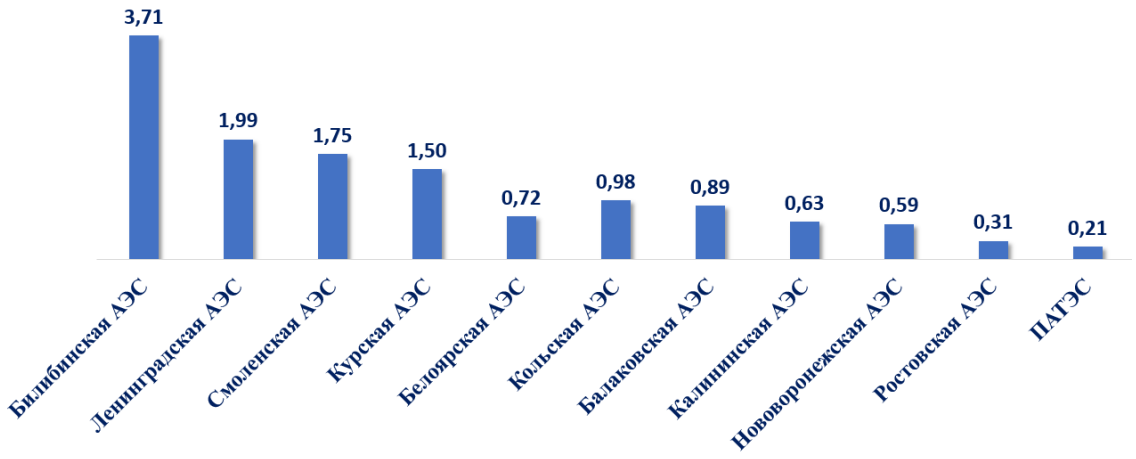



Рисунок 3 – АО «Концерн Росэнергоатом»

Здесь вы видите дозы облучения в разрезе атомных станций и где относительно наибольшие дозы облучения регистрируются – на Билибинской атомной станции.

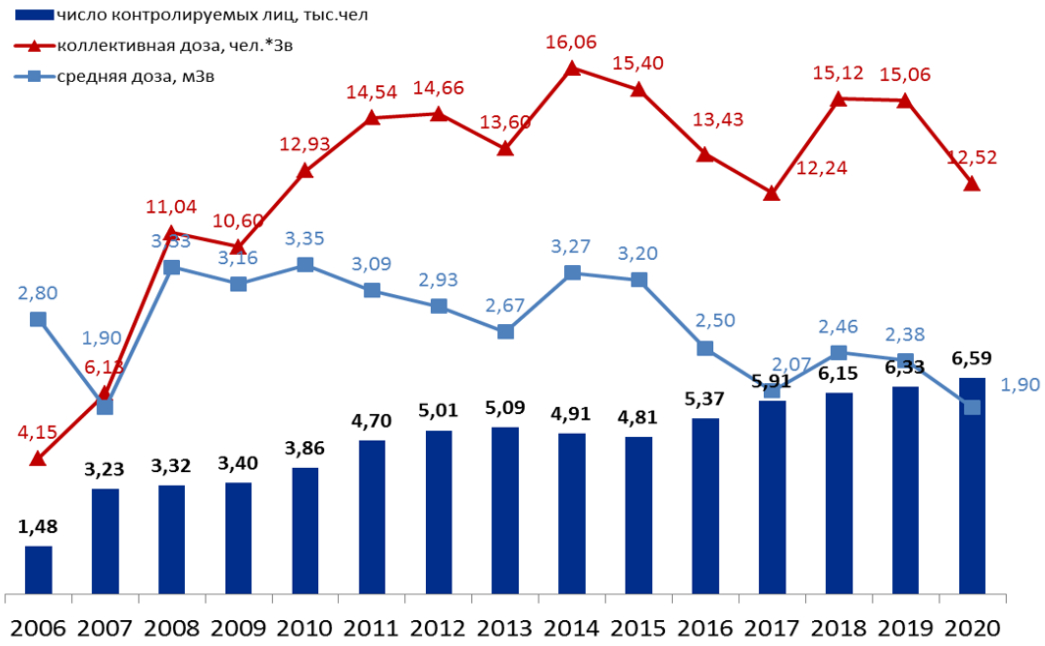



Рисунок 4 – АО «Атомэнергоремонт»

На контроле АО «Атомремонта» состоит 6,5 тысяч человек персонала группы А. Здесь следует отметить, что значение средней дозы является наименьшим, начиная с 2008

года, хотя предприятие специализируется именно на проведении ремонтных работ, которые принято считать дозозатратными.

Рисунок 5 – АО «ТВЭЛ»

АО «ТВЭЛ». В контуре управления компании среднегодовая эффективная доза облучения уменьшилась по сравнению с предыдущим годом. Можно видеть тенденцию на снижение и коллективной, и среднегодовой индивидуальной доз облучения.

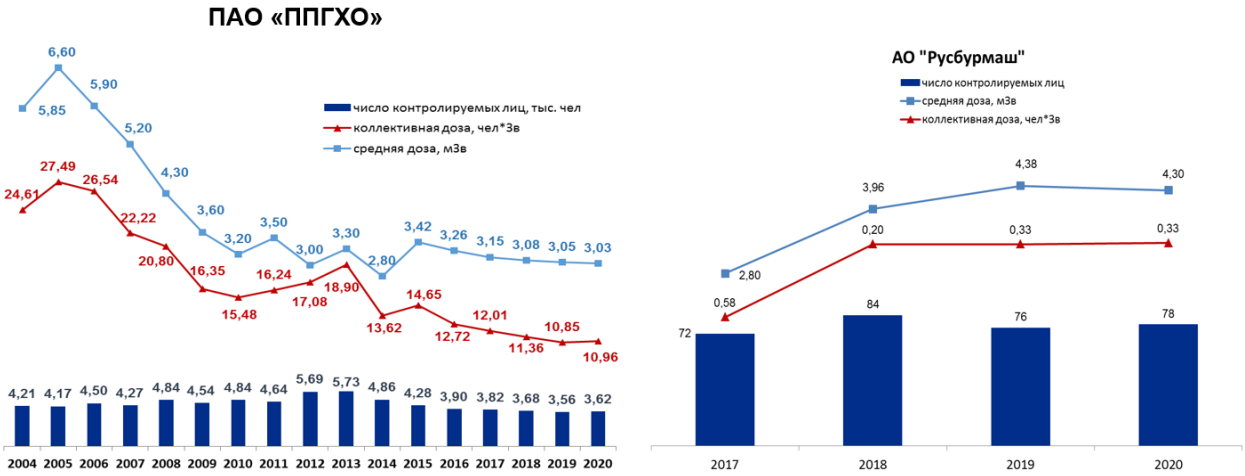



Рисунок 6 – Динамика показателей облучаемости персонала организаций Горнорудного дивизиона

В Горнорудном дивизионе организацией, определяющей коллективную среднегодовую дозу облучения, является приаргунское химическое объединение ПАО «ППГХО», чей вклад в коллективную дозу дивизиона составляет около 90 %. Надо

отметить, что работа в шахте по добыче урана, конечно, несёт значительные риски для здоровья персонала.

Таблица 1 – Показатели профессиональной заболеваемости по различным нозологическим формам на уранодобывающих предприятиях России в абсолютных числах

| Нозологическая форма | ПАО ППГХО (с 1969 по 2021 год) | АО «Далур» (с 2006 по 2021 год) | ОАО «Хиагда» (с 1999 г. 2021 год) |
|---|---|---|---|
| Профессиональная тугоухость | 255 | 0 | 0 |
| Пылевой бронхит | 101 | 0 | 0 |
| Вибрационная болезнь | 234 | 0 | 0 |
| Онкопатология легких и верхних дыхательных путей | 124 | 0 | 0 |
| Профессиональные заболевания периферической нервной и костно-мышечной систем | 374 | 0 | 0 |
| Всего | **1088** | **0** | **0** |

На этом предприятии, которое работает очень давно, с 50-х годов, зарегистрировано самое большое количество случаев профессиональных заболеваний среди персонала Госкорпорации «Росатом». Это и заболевания периферической нервной системы, и костно-мышечной, и нейросенсорная тугоухость, и вибрационная болезнь. Нельзя не отметить и заболевание онкопатологии. С 1969 года по настоящее время зарегистрировано 124 таких случая, виной всему радон, при радиоактивном распаде которого образуются твердые радиоактивные продукты, присоединяясь к аэрозолям, осаждается в респираторном тракте человека. И два дочерних продукта радона – полоний-214 и полоний-218 – испускают альфа-частицы, энергии которых и создают существенную дозу облучения легкого. Поэтому руководству предприятия надо обратить серьезное внимание на работу вентиляции в шахте, регулярно проводить радоновоздушные съемки для того чтобы уменьшить концентрацию радона в производственных помещениях.

Рисунок 7 – Ядерный оружейный комплекс

В ядерно-оружейном комплексе дозы тоже постепенно снижаются. Небольшой скачок есть в 2020 году, но это несущественно, примерно один и тот же уровень.

Рисунок 8 – ФГУП «ПО МАЯК»

Средние дозы облучения на производственном объединении «Маяк» за последние годы варьируются от 2,2 миллизиверт до 2,4. Здесь тоже примерно стабильный уровень доз, и всё зависит от объемов и условия проведения радиационно опасных работ.

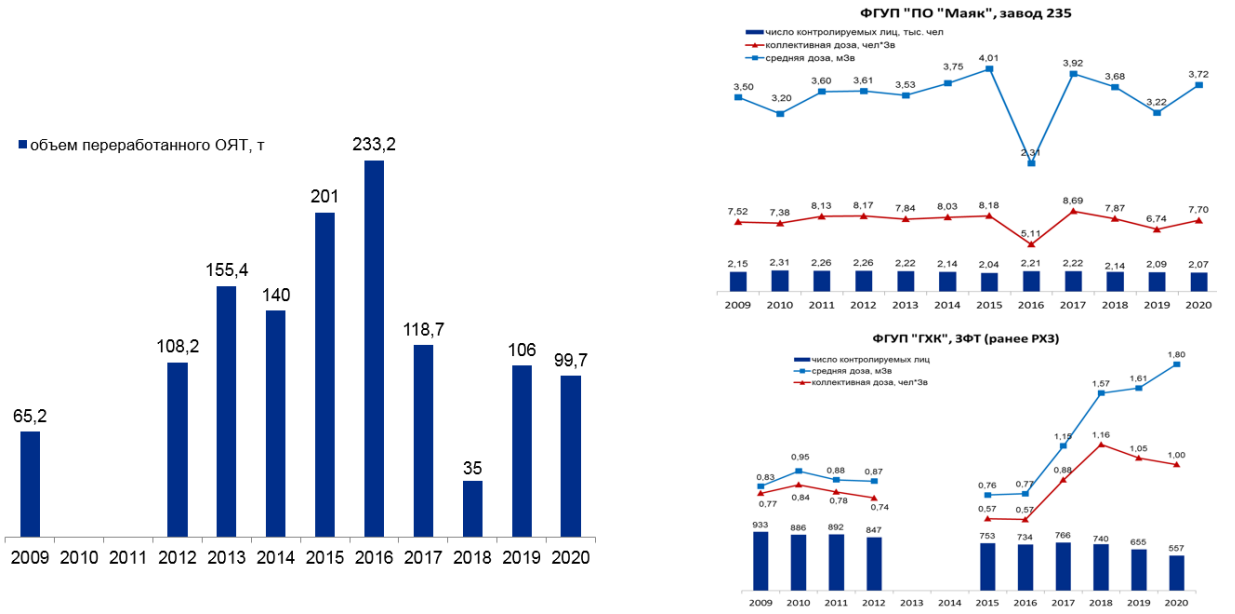



Рисунок 9 – Объемы переработанного ОЯТ ФГУП «ПО Маяк», ФГУП «ГХК», ЗФТ (ранее РХЗ)

Объем переработанного отработавшего ядерного топлива не влияет на увеличение дозовой нагрузки на персонал. Мы попытались проверить этот устоявшийся стереотип – чем больше перерабатывается топлива, тем больше дозовая нагрузка на персонал. Как мы видим, такой корреляции здесь не наблюдается.

**Ликвидирован самый радиационно-опасный объект на Северо-Западе России.**

Во время проведения работ превышения контрольных уровней по индивидуальным дозам облучения персонала не допущено.

Максимальный доза облучения зарегистрирована в мае 2020 г. и составила 6,2 мЗв.

Персонал ФГУП «Атомфлот»

| № п/п | Наименование подразделения | Число контролируемых лиц, чел | Число лиц на дозиметрическом контроле, чел. | | Число лиц, получивших годовую эффективную дозу облучения, чел. | | | | | | Среднегодовая эффективная доза, мЗв | Число лиц с индивидуальным радиационным риском более $10^{-3}$ | Число лиц с суммарной эффективной дозой за 5 последних лет более 100 мЗв, чел. |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | внешнего облучения | внутреннего облучения | Менее 1 мЗв | 1 – 2 мЗв | 2 – 5 мЗв | 5 – 20 мЗв | 20 – 50 мЗв | Более 50 мЗв | | | |
| 1 | 2 | 3 | 4 | 5 | 6 | 7 | 8 | 9 | 10 | 11 | 12 | 13 | 14 |
| 1 | Суда с ЯЭУ | 404 | 404 | 404 | 308 | 57 | 34 | 5 | 0 | 0 | 0,84 | 0 | 0 |
| 2 | Суда АТО | 29 | 29 | 29 | 22 | 7 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0,75 | 0 | 0 |
| 3 | Береговые подразделения | 210 | 210 | 210 | 120 | 23 | 28 | 39 | 0 | 0 | 2,96 | 1 | 0 |
| Итого по организации | | 643 | 643 | 643 | 450 | 87 | 62 | 44 | 0 | 0 | 1,53 | 1 | 0 |

Рисунок 10 – Завершение утилизации ПТБ «ЛЕПСЕ» (2021 г.)

Среди персонала «Атомфлота» наибольшие значения средней эффективной дозы были отмечены у работников береговых подразделений, которые заняты обращения со средне- и высоко активными твердыми реактивными отходами, на перегрузке активных

зон и реакторных установках, а также участвующих в работе по утилизации плавтехбазы «Лепсе». Хочется отметить успешную работу, которая была завершена в 2021 году работниками «Атомфлота», которые завершили работы по ликвидации, пожалуй, одного из самых радиационно опасных объектов на Северо-Западе России, то есть ликвидировали носовую блок-упаковку плавтехбазы «Лепсе», выгрузили всего отработавшее ядерное топливо, при этом каких-либо событий, происшествий, а также превышения контрольных уровней обучения персонала не было зарегистрировано.

На следующем слайде все оставшиеся дивизионы объединены в одну таблицу.

Таблица 2 – Коллективные и средние эффективные дозы облучения персонала в отдельных дивизионах Госкорпорации «Росатом» в 2020 г.

| Наименование | Число контролируемых лиц, тыс. чел | Коллективная доза, чел*Зв | Средняя эффективная доза, мЗв |
|---|---|---|---|
| Экологические решения | 3,50 | 4,23 | 1,21 |
| Машиностроительный дивизион | 0,343 | 0,34 | 0,99 |
| Организации АО «Русатом Хэлскеа» | 0,46 | 0,79 | 1,73 |
| Инжиниринговый дивизион | 0,118 | 0,14 | 1,12 |
| Наука и инновации | 3,71 | 9,23 | 2,49 |

Хочу отметить, что за последние 10 лет наблюдается устойчивый рост средних доз облучения персонала организации блока по науке и инновациям, Средние дозы облучения персонала по данному блоку превышает даже среднюю дозу обучение персонала «Атомэнергоремонта», который выполняет работу по ремонту оборудования на атомных станциях.

Совсем недавно на 68 сессии Научного комитета по действию атомной радиации ООН состоялось обсуждение докладов по оценке доз профессионального облучения в странах-членах МАГАТЭ. Показатели Российской Федерации находится примерно на уровне данных, приведенных в этом докладе.

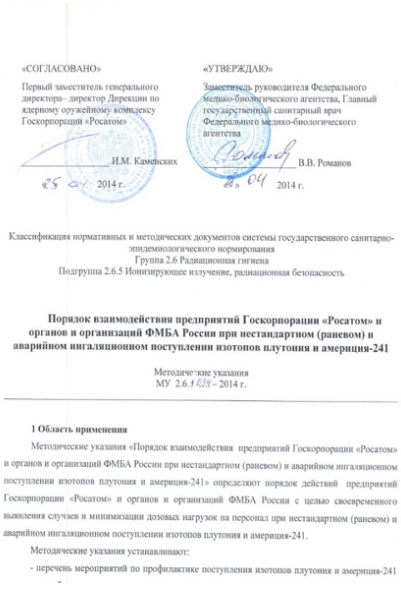
К сожалению, продолжает иметь место случаи внутреннего облучения вследствии поступления изотопов актинидов в организм работников отдельных предприятий.

Таблица 3 – Количество событий с поступлением радиоактивных веществ через раневые поверхности/ ингаляционное поступление

| Наименование организации | Количество событий (через раневые поверхности/ ингаляционное поступление | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 2011 | 2012 | 2013 | 2014 | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | 2019 | 2020 |
| АО «СХК» | - | - | 3/0 | 2/0 | 5/0 | 1/0 | - | - | - | - |
| ФГУП «ПО «Маяк» | 4/2 | 2/0 | 4/1 | 5/0 | 8/0 | 4/0 | 5/3 | 2/2 | 8/5 | 0/2 |
| ФГУП «ГХК» | - | - | - | - | - | - | 0/1 | 1/0 | - | 0/1 (27 чел.) |
| ФГУП «РФЯЦ ВНИИТФ им. академика Е.И. Забабахина» | - | - | - | - | - | - | - | 1/0 | - | - |

- в июле 2019 г на установке по производству МОКС-топлива «Пакет» ФГУП «ПО «Маяк» – поступление радиоактивных веществ в организм работающих (3 человека);
- в ноябре 2020 г на ЗФТ ФГУП «ГХК» – возможное ингаляционное поступление радионуклидов в организм (27 человек).

Мы проанализировали все случаи за последние 9 лет, можно констатировать, что самое большое количество таких событий произошло на «Маяке», далее следуют Сибирский химический комбинат и Горно-химический комбинат. Помимо единичных случаев раневого выступления стали регистрироваться случаи ингаляционного поступления, и сразу у нескольких работников. Всё это представляет потенциальную опасность для здоровья персонала, особенно при несвоевременном оказании специализированной медицинской помощи, когда поступление обнаруживается спустя два месяца, а то и больше, при плановом обследовании работников. Известно, что своевременное начало компенсационной терапии у работников, которые получили раневое поступление, серьезно снижает уровень активности в организме. Если препараты вводятся в течение первых 24 часов, то даже до 95 % активности можно удалить из организма. К сожалению, не всегда так случается.



«СОГЛАСОВАНО»
Первый заместитель генерального директора– директор Дирекции по ядерному оружейному комплексу Госкорпорация «Росатом»
И.М. Каменских
2014 г.

«УТВЕРЖДАЮ»
Заместитель руководителя Федерального медико-биологического агентства, Главный государственный санитарный врач Федерального медико-биологического агентства
В.В. Романов
2014 г.

Классификация нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования
Группа 2.6 Радиационная гигиена
Подгруппа 2.6.5 Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

**Порядок взаимодействия предприятий Госкорпорации «Росатом» и органов и организаций ФМБА России при нестандартном (раневом) и аварийном ингаляционном поступлении изотопов плутония и америция-241**

Методические указания
МУ 2.6.1 [illegible]– 2014 г.

**1 Область применения**

Методические указания «Порядок взаимодействия предприятий Госкорпорации «Росатом» и органов и организаций ФМБА России при нестандартном (раневом) и аварийном ингаляционном поступлении изотопов плутония и америция-241» определяют порядок действий предприятий Госкорпорации «Росатом» и органов и организаций ФМБА России с целью своевременного выявления случаев и минимизации дозовых нагрузок на персонал при нестандартном (раневом) и аварийном ингаляционном поступлении изотопов плутония и америция-241.

Методические указания устанавливают:
- перечень мероприятий по профилактике поступления изотопов плутония и америция-241

- ✓ Включение в программы противоаварийных тренировок мероприятий по действию служб РБ при нестандартных раневых и ингаляционных поступлениях изотопов плутония и америция-241;
- ✓ Измерения биосубстратов работников на фоновое содержание радионуклидов при поступлении на работу, а также входной контроль на СИЧ;
- ✓ Внедрение методик анализа биосубстратов с применением альфа-спектрометрии или масс-спектрометрии;
- ✓ Внедрение методик оперативной оценки поступления альфа-излучающих радионуклидов в организм сотрудников (ингаляционным путем), для принятия решений о необходимости направления сотрудника в медицинское учреждение для проведения комплексонотерапии.

**Введены в действие распоряжением Генерального директора Госкорпорации «Росатом»**
**02 июля 2014 г. N 1-1/274-Р**

Рисунок 11 – Дополнительные меры по защите персонала от радиационного воздействия при производстве новых видов топлива

Распоряжением Госкорпорации «Росатом» от 2014 года были приняты к руководству специальные методические указания, в которых очень подробно и детально проработаны мероприятия по профилактике случаев поступления актинидов в организм работников. Вместе с тем необходимо принять дополнительные меры по защите персонала от такого радиационного воздействия.

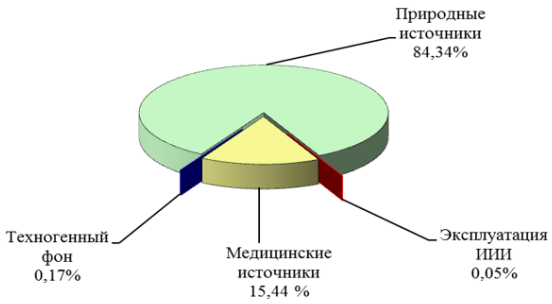
Рисунок 12 – Базовые составляющие обеспечения радиационной безопасности при реализации замыкания ЯТЦ

Кроме того, необходимо более внимательно относиться к мероприятиям, связанным с экспертизой проектных решений обоснования безопасности проведения радиационного контроля, включая дозиметрию внутреннего облучения. Внедрение новых видов топлива должно сопровождаться оценка всех возможных рисков и соответственно планироваться работы по дооснащению служб радиационной безопасности современным измерительное оборудованием, методиками измерения, отработка взаимодействия со структурными подразделениями ФМБА России, которое осуществляет контроль за внутренним поступлением актинидов в организм работников.

Таблица 4 –Динамика радиационных инцидентов на предприятиях атомной отрасли с пострадавшими с диагнозом ОЛБ

| годы | Количество инцидентов | Количество пострадавших с ОЛБ | |
|---|---|---|---|
| | | всего | в том числе погибших |
| 1950- 1960 | 20 | 46 | 7 |
| 1961-1970 | 11 | 24 | 6 |
| 1971-1980 | 4 | 11 | 2 |
| 1981-1990 | 1 | 134 | 28 |
| 1991-2000 | 1 | 1 | 1 |
| 2001-2020 | 1 | 1 | - |
| Всего 1950-2020 | 37 | 216 | 44 |

Радиационные инциденты, которые сопровождались облучением персонала выше установленных нормативов и привели к острой лучевой болезни, в отчетном году на предприятиях Госкорпорации не регистрировались. Последнее событие, связанное с гибелью персонала от радиационного воздействия, было зарегистрировано в 1997 году.




Дозы облучения населения за счёт работы предприятий атомной энергетики ниже 0,01 мЗв.

В условиях штатной работы предприятий атомной отрасли достигнута устойчивая радиационно-гигиеническая и экологическая обстановка.

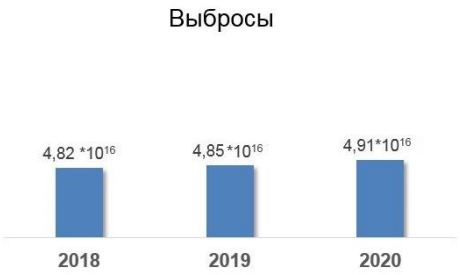
Особенности в структуре медоблучения 2020 г. по сравнению с 2019 годом:

- ✓ общее количество процедур < на 889894,
- ✓ количество флюорографий < на 216882,
- ✓ количество рентгенографий < на 761517,
- ✓ количество рентгеноскопий < на 9500,
- ✓ количество компьютерных томографий > на 131246 ( 73 % от всех медицинских источников излучения)

Рисунок 13 – Дозы облучения населения, проживающего в зоне влияния объектов использования атомной энергии в 2020 году

По данным радиационно-гигиенической паспортизации Российской Федерации для населения в районах размещения предприятий атомной отрасли дополнительное облучение, связанное с текущей работой, в среднем на одного жителя не превышало 1 % от установленной нормами радиационной безопасности дозового предела. Вклад в коллективную дозу облучения за счет нормальной деятельности предприятия, использующих техногенные источники ионизирующего излучения, составляет всего 0,05 %. Превалирующей вклад – от природных источников излучения, значительно выpос

вклад от источников ионизирующего излучения в медицине, который составляет почти уже 15 %.



| Вид излучения | Разрешенный выброс, Бк | Фактический выброс, Бк | % от разрешенного |
|---|---|---|---|
| Альфа- | 3,04E+15 | 5,05E+14 | 16,61 |
| Бета- | 2,92E+21 | 4,86E+16 | 0,002 |

| Вид излучения | Разрешенный сброс, Бк | Фактический сброс, Бк | % от разрешенного |
|---|---|---|---|
| Альфа- | 1,76E+11 | 2,04E+10 | 11,63 |
| Бета- | 5,32E+15 | 4,37E+13 | 0,82 |

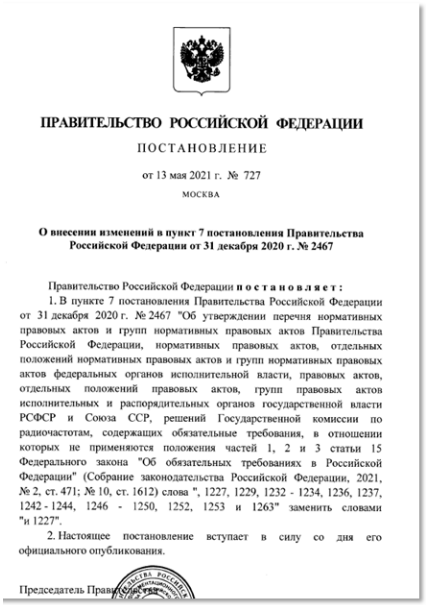
Рисунок 14 – Выбросы и сбросы радионуклидов с предприятий отрасли в объекты окружающей среды в 2020 году

Уровни содержания техногенных радионуклидов в окружающей среде не представляют опасности для персонала и населения, что подтверждается собственными данными организаций Госкорпорации «Росатом» и данными Росгидромета, которые ежегодно публикуются в специальных сборниках по этой теме, а также другими федеральными органами исполнительной власти, осуществляющими мониторинг радиационной обстановки в Российской Федерации.

Таблица 5 – Нарушения требований радиационной безопасности, выявленные контрольно-надзорными органами в организациях Госкорпорации «Росатом» в 2017 - 2020 годах

| Нарушения по РБ | Количество нарушений классифицированных в Сценарии 14 как РБ / подтверждающие принадлежность к РБ | | | |
|---|---|---|---|---|
| | 2017 год | 2018 год | 2019 год | 2020 год |
| Общее количество нарушений: | 583 / 381 | 746 / 646 | 736 / 611 | 249 / 235 |
| Доля нарушений по РБ от всех выявленных ОГН | 65% | 49% | 40% | 11% |
| Доля нарушений по РБ от всех выявленных | --- | 6% | 5,3% | 3% |
| Существенно влияющие на обеспечение безопасности (значимые) | --- | 119 (18%) | 47 (8%) | 7 (3%) |
| Требующие повышенного внимания | 62 (16%) | --- | 108 (18%) | 34 (14%) |
| Допускающие иную классификацию | 202 (35%) | 100 (13%) | 125 (17%) | 14 (6%) |

Количество нарушений требований радиационной безопасности, которые выявляются надзорными органами, год от года снижается, в том числе и по степени влияния на радиационную безопасность.



ПРАВИТЕЛЬСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

ПОСТАНОВЛЕНИЕ

от 13 мая 2021 г. № 727

МОСКВА

**О внесении изменений в пункт 7 постановления Правительства Российской Федерации от 31 декабря 2020 г. № 2467**

Правительство Российской Федерации **п о с т а н о в л я е т :**

1. В пункте 7 постановления Правительства Российской Федерации от 31 декабря 2020 г. № 2467 "Об утверждении перечня нормативных правовых актов и групп нормативных правовых актов Правительства Российской Федерации, нормативных правовых актов, отдельных положений нормативных правовых актов и групп нормативных правовых актов федеральных органов исполнительной власти, правовых актов, отдельных положений правовых актов, групп правовых актов исполнительных и распорядительных органов государственной власти РСФСР и Союза ССР, решений Государственной комиссии по радиочастотам, содержащих обязательные требования, в отношении которых не применяются положения частей 1, 2 и 3 статьи 15 Федерального закона "Об обязательных требованиях в Российской Федерации" (Собрание законодательства Российской Федерации, 2021, № 2, ст. 471; № 10, ст. 1612) слова ", 1227, 1229, 1232 - 1234, 1236, 1237, 1242 - 1244, 1246 - 1250, 1252, 1253 и 1263" заменить словами "и 1227".

2. Настоящее постановление вступает в силу со дня его официального опубликования.

Председатель Правительства

**Все документы**, в том числе основополагающие (НРБ, ОСПОРБ, СППУАП, СП АС и др.) в области обеспечения радиационной безопасности **сохранили статус действующих**

Рисунок 15 – Постановление Правительства Российской Федерации от 13.05.2021 № 727

Регуляторная гильотина не коснулась документов по радиационной безопасности, но вместе с тем в конце 2020 года было издано Постановление Правительства, согласно которому для 17 нормативно-правовых актов в области обеспечения радиационной безопасности, в том числе норм радиационной безопасности 2009 года, устанавливался срок действия до 1 сентября 2021 года. На протяжении нескольких месяцев продолжалась работа, результатом которой стал выход в мае 2021 года постановления, в соответствии с

которым все документы в области обеспечения радиационной безопасности, в том числе основополагающие НРБ, про которые я уже сказал, Основные санитарные правила по обеспечению радиационной безопасности, правила для предприятий атомной промышленности для атомных станций и другие сохранили статус действующих. Вместе с тем успокаиваются на этом и следует необходимо развивать систему специального санитарно-эпидемиологического нормирования в области радиационной безопасности, учитывая отечественный и международный опыт, а также достигнутый уровень технологии в атомной отрасли.

# КЛЮЧЕВЫЕ ВОПРОСЫ НАУЧНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

д. т. н. Линге И.И.

заместитель директора

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Среди основных вопросов в условиях затянувшейся пандемии один из первых — возможность конструктивно обсуждать научную тематику в рамках конференций и совещаний. В этой связи необходимо упомянуть об истории конференций. Она неразрывно связана с кафедрой № 1 МИФИ. Кафедра радиационной безопасности была создана ровно 70 лет тому назад. Её возглавил Овсей Ильич Лейпунский, выдающийся ученый энциклопедического кругозора. Среди его фундаментальных работ и работы по синтезу алмазов и монографии по распространению ионизирующих излучений и многие другие. В разные годы с кафедрой сотрудничали или её окончили многие выдающиеся специалисты. Среди них профессора Н. Г. Гусев, Е. Л. Столярова, В. М. Колобашкин, В. И. Иванов, В. П. Машкович, Е. А. Крамер-Агеев, В. А. Климанов, Г. А. Федоров.

Кафедра сыграла решающую роль в становлении традиции проведения научных конференций по тематике радиационной защиты и радиационной безопасности (таблица 1).

Таблица 1. Конференции по радиационной защите и радиационной безопасности

| № | Дата и место | Базовая организация |
|---|---|---|
| 1–2 | Москва, 17–19 декабря 1974 г., 19–21 декабря 1978 г. | МИФИ |
| 3 | Тбилиси, 27–29 октября 1981 г. | Тбилисский университет |
| 4 | Томск, 10–12 сентября 1985 г. | Томский политехнический институт |
| 5 | Протвино, 19–21 сентября 1989 г. | Институт физики высоких энергий |
| 6-9 | Обнинск, 20–23 сентября 1994 г., 22–24 сентября | Физико-энергетический |

| | | |
|---|---|---|
| | 1998 г., 17–19 сентября 2002 г., 24–26октября 2006 г. | институт |
| 10 | Москва, Обнинск, 22–26 сентября 2015 г. | ИБРАЭ РАН, Физико-энергетический институт |
| 11 | Москва, 26–29 октября 2021 г. | ИБРАЭ РАН |

В 2021 году исполнилось 90 лет со дня рождения Вадима Павловича Машковича, который был инициатором их проведения и председателем оргкомитета первой и второй конференции. Мне, в те годы аспиранту В. П. Машковича, удалось наблюдать основной объем подготовительной работы, в которой активнейшим образом принимали участие ведущие ученые – Э. Е. Петров (ФЭИ), А. А. Абагян (ФЭИ), Т. А. Гермогенова (ИПМ АН СССР), В. Ф. Хохлов (ИБФ) и многие-многие другие. Важно, что при подготовке каждой конференции принималась во внимание практическая потребность в расширении круга рассматриваемых вопросов. Стартовав с расчетных и экспериментальных исследований в области радиационной защиты установок в проектных режимах эксплуатации, тематика конференций стала охватывать безопасность населения и персонала на всех стадиях жизненного цикла ОИАЭ, обращение с РАО, аварии, в том числе запроектные, вопросы аварийного реагирования, радиоэкологической безопасности и радиационной медицины. Последние десятилетия характерны объемным вовлечением вопросов завершающих стадий жизненного цикла, обращения с РАО [1].

Сейчас наступает время иного приоритета, а именно решения вопроса: относится атомная энергетика к экологическим, зеленым, низкоуглеродным видам энергетики или нет? Этот вопрос, по нашему мнению, близок к окончательному решению [2], но глобального общественного понимания и признания достичь не удалось. Поэтому сложившаяся неоднозначная ситуация ставит новые задачи, которые мы должны учитывать при всех обсуждениях вопросов, связанных с радиационной безопасностью ядерных технологий.

С учетом этого и иных обстоятельств к основным задачам нами отнесено 6 позиций.

1. Эффекты действия радиации и системы радиационной защиты. Основными интеграторами знаний в этой области являются Международная комиссия по радиологической защите, Научный комитет ООН по действию атомной радиации, Международное агентство по атомной энергии. В генерации этих знаний активно принимают участие российские специалисты и ученые, работающие в системе

долгосрочных наблюдений за последствиями аварии на Южном Урале, Чернобыльской атомной станции, наблюдением за профессиональным когортами, мониторингом районов размещения объектов использования атомной энергии. Данные материалы достаточно регулярно представляются на международной арене, и вопросы оценки эффектов действия ионизирующих излучений можно считать глубоко изученными и не несущими рисков коренного пересмотра. Система радиационной защиты тем не менее, редко, но регулярно обновляется, хотя её основой являются наши знания об эффектах действия радиации. В целом можно было бы констатировать благополучную ситуацию. Единственным слабым элементом является значимость материалов НКДАР ООН и МКРЗ для российской и международной общественности. Существует небольшой круг специалистов, которых эти вопросы и обобщенные на мировом уровне данные реально интересуют и которые высказывают свое мнение в публикациях специальных изданий. Остальная и большая часть общества никакого интереса к этим материалам не испытывает и готова с сочувствием воспринимать любую негативную информацию относительно обеспеченности радиационной безопасности человека и окружающей среды. Преодоление этого разрыва критически важно. В этом направлении много делается. Из сделанного за последние 5 лет можно отметить конференцию в 2017 г. в Озерске [3] и очередной национальный доклад по Чернобылю [4]. Они продемонстрировали объемные фактурные материалы, которые интересны и для специалистов, и для тех, кто думает об атомной энергетике будущего.

2. Регулирующая инфраструктура, где российская ситуация достаточно драматична. Первые критические обсуждения и заключения по поводу закона «О радиационной безопасности» были сформулированы еще на заре века. Все последующие годы прошли в разговорах и обсуждениях, только в 2018 г. благодаря специалистам отрасли и решениям заседания НТС № 10 Госкорпорации «Росатом» был одобрен системный подход к внесению изменений, который предполагал углубленную проработку и единовременное введение нового закона и совокупности нормативов. Но и после этого профессиональному обществу был предложен абсолютно противоположный подход. В работе [5] был проведен детальный анализ предлагаемых изменений. Ближайшие годы должны стать решающими в судьбе закона № 3-ФЗ «О радиационной безопасности…», поскольку если прогресса не будет, то целесообразна постановка вопроса о признании его утратившим силу. Подобным было промежуточное решение в 2001 году, когда функционировала комиссия по разграничению полномочий и на этой комиссии возник вопрос о рациональности наличия отдельного закона по фактору опасности, в то время как

общие принципы и подходы они уже были отражены и зафиксированы в законе «О санитарно-эпидемиологическом благополучии…». Таким образом, основная работа в этой области еще впереди и в этой связи в решении конференции будет целесообразно подготовить некое обращение в профильные комитеты Государственной Думы и заинтересованные федеральные органы исполнительной власти от имени нашего профессионального сообщества о целесообразности внесения изменений.

Изменений требуют и иные обстоятельства, в том числе прогресс в области ядерной техники. В этом году стартовала программа развития атомной науки и техники, в ее составе есть несколько федеральных проектов, один из них по термоядерным технологиям. Надо заметить, что энергия синтеза находится за рамками закона «Об использовании атомной энергии…», поэтому на протяжении многих десятилетий исследователи в этой области трудились, не представляя объема и содержания требований в области безопасности, которые предъявляются к объектам использования атомной энергии. Сейчас эта ситуация меняется, мы в этой работе принимаем достаточно активное участие. Тема активнейшим образом обсуждается на уровне МАГАТЭ. Вполне возможно, что уже в 2022 году будут рассматриваться вопросы внесения изменений в ФЗ № 170, связанные с включением термоядерных систем в ядерное регулирование.

3. Развитие технологий обеспечения и обоснования радиационной безопасности. Здесь можно выделить следующие направления:

1) Новые методы и программы анализа радиационной безопасности;

2) Новые технологии обоснования и построения пути от конструкторского замысла до действующего объекта, на котором не может быть бесконечного количества промежуточных установок с растущей мощностью. На этом пути находятся работы по проектному направлению «Прорыв», в рамках которого без промежуточных стадий исследовательских реакторов малой мощности создается опытно-демонстрационный реактор БРЕСТ-300. На этом же пути и термоядерная установка ИТЭР;

3) Новые материалы и оборудование.

О расчетных программах. Здесь все связано с развитием средств вычислительной техники. На рис. 1 представлены расчетные модели, применявшиеся для расчета радиационной защиты элементов термоядерного реактора 25 лет тому назад и в настоящее время. Современная часть рисунка связана с работами агентства «ИТЭР-центр». Это российская организация, занимающаяся координацией участия России в проекте ИТЭР, имеющая доступ к международным вычислительным мощностям, к расчетным моделям и

программам. Задачи, которые решаются ими, они принципиально иного уровня. Российская Федерация должна поставить несколько диагностических узлов, в том числе обосновать их влияние на характеристики полей в окружении измерительных блоков. Для этого проводятся расчеты с тончайшей настройкой на учет всех геометрических и иных особенностей. Вопросы безопасности требуют, чтобы многие эффекты исследовались именно на таком уровне – детализированная модель, надежная и апробированные расчётные средства и так далее.

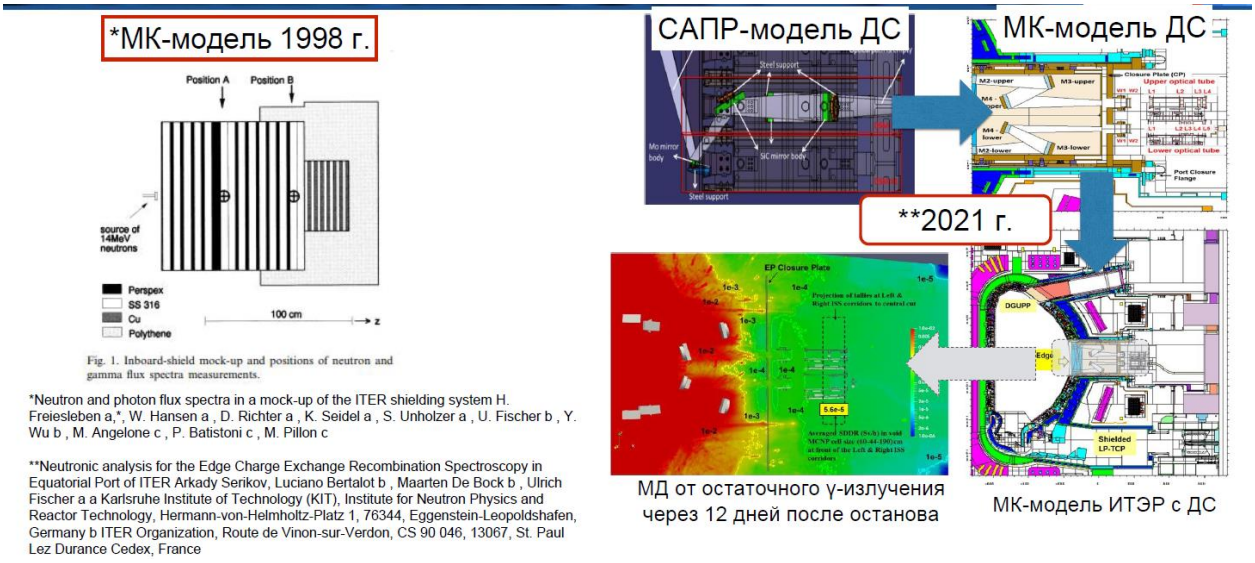



Рисунок 1 – Прогресс расчетных моделей для определения радиационных парамтеров термоядерной установки

В создании моделей объектов для решения вопросов безопасного вывода из эксплуатации также революционные изменения. Ранее специалистами анализировались материалы отчетов о КИРО путем сопоставления данных и простейших взаимосвязей. Теперь имеется возможность применения современных методов анализа пространственно-распределенных данных, включения различных предположений и интерполяций. В их основе построенная на проектных материалах и уточненная методами лазерного сканирования цифровая модель объекта (рис. 2). Новые технологии поставлены практически на поток [6]. Используя расчетную модель объекта, можно подключать различного рода расчетные программы, которые могут делать все необходимое для обеспечения радиационной безопасности. В том числе оценка дозовых нагрузок на работников, атмосферный перенос, перенос в геосфере и модели потоков РАО.

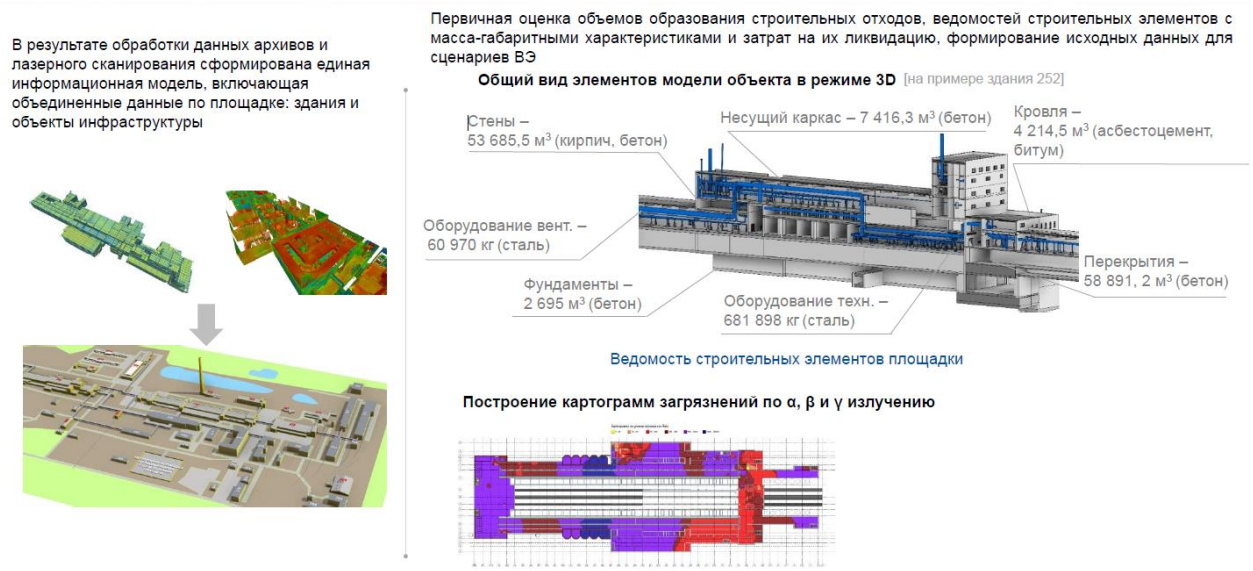



Рисунок 2 – Цифровые информационные модели объектов и данных КИРО

Одна из секций конференции посвящена развитию расчетных кодов. Не все создаваемые программные средства в состоянии полной готовности, но надо иметь в виду, что большая работа ведется, и плодами ее можно будет воспользоваться если не сегодня, то завтра. Самое главное, высказав свои насущные потребности, можно повлиять на конечные характеристики создаваемых расчетных комплексов, которые получили название кодов нового поколения. В них заложены принципы отчуждаемости, то есть это не программа, которая живет только в руках разработчика, и не может быть никуда установлена – это программные средства, которые обеспечены своими методическими материалами, пособиями и так далее.

Принципиально изменился временной диапазон рассмотрения вопросов обеспечения радиационной безопасности. В связи с рассмотрением задач обеспечения безопасности захоронения РАО он вырос до десятков и сотен тысяч лет. На рис. 3 представлены основные функциональные возможности кода GERA. Он был разработан ИБРАЭ РАН при участии ИВМ РАН. Код аттестован Ростехнадзором и рекомендован в качестве программного средства, готового решать вообще все задачи, связанные с загрязнением подземных вод. Важно, что программы, созданные для решения задач радиационной безопасности, выходят на более широкую площадку.

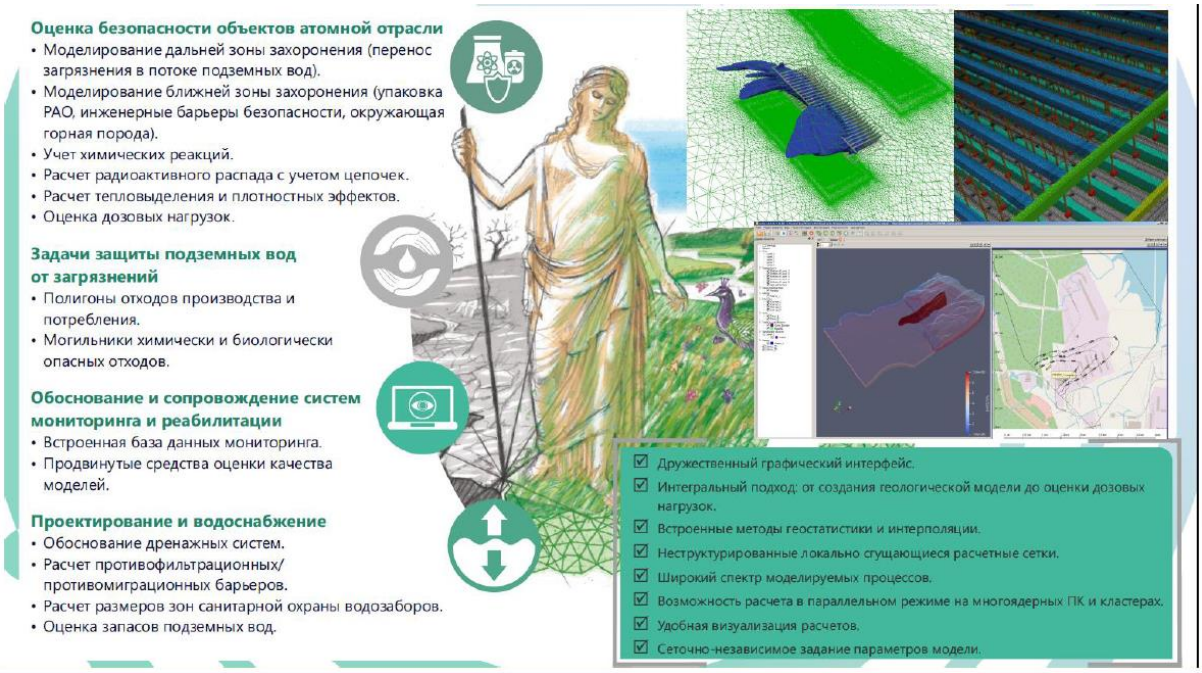



Рисунок 3 – Программный комплекс трехмерного гидрогеологического моделирования

Если пятьдесят лет назад все задачи были сконцентрированы вокруг проектирования радиационной защиты в режиме работы в нормальной эксплуатации, то после аварии на ЧАЭС спектр рассмотрения вопросов безопасности многократно расширился за счет рассмотрения аварийных ситуаций, в том числе запроектных тяжелых аварий. Здесь появляются новые инструменты, это так называемые интегральные коды, один из них «Сократ/В3», аттестованный в 2021 году (рис. 4). Блок новых продуктов, нацеленных на задачи обеспечения радиационной безопасности персонала и населения, представляет собой проект виртуальной цифровой АЭС с реакторами ВВЭР, который был сделан последние годы ВНИИАЭС совместно с ИБРАЭ РАН (рис. 4). Это полноценный расчетный механизм, который позволяет отработать действия персонала во всевозможных ситуациях, не нанося вреда окружающей среде, как это было в случае Чернобыльской аварии, когда отрабатывались действия персонала в случае аварий.

Рисунок 4 – Программные средства для обеспечения безопасности АЭС с ВВЭР

Задачи обоснования безопасности глубинного захоронения РАО требуют развития не только новых методов расчетно-экспериментального обоснования [7], но и реализации сложных многодисциплинарных программ. Данное направление стартовало несколько десятилетий тому назад при обсуждении проекта сооружения перерабатывающего завода на Горно-химическом комбинате. Замысел создания мощного производства не состоялся в силу экономических трудностей, и поэтому к началу 80-х годов на площадке Горно-химического комбината стало функционировать «мокрое» хранилище ОЯТ, а специалисты «Радиевого института им. В. Г. Хлопина» начали заниматься вопросами создания такого объекта захоронения. Было рассмотрено много регионов и площадок. Где-то в начале 90-х годов все начало концентрироваться все-таки в районе Горно-химического комбината. В начале первой ФЦП были выполнены изыскательские работы, началось проектирование объекта, который понадобилось переформатировать путем добавления в эту стратегию подземной исследовательской лаборатории. В 2018 году была утверждена стратегия создание ПГЗРО, которая предусматривала первую фазу – создание подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) (рис. 5).

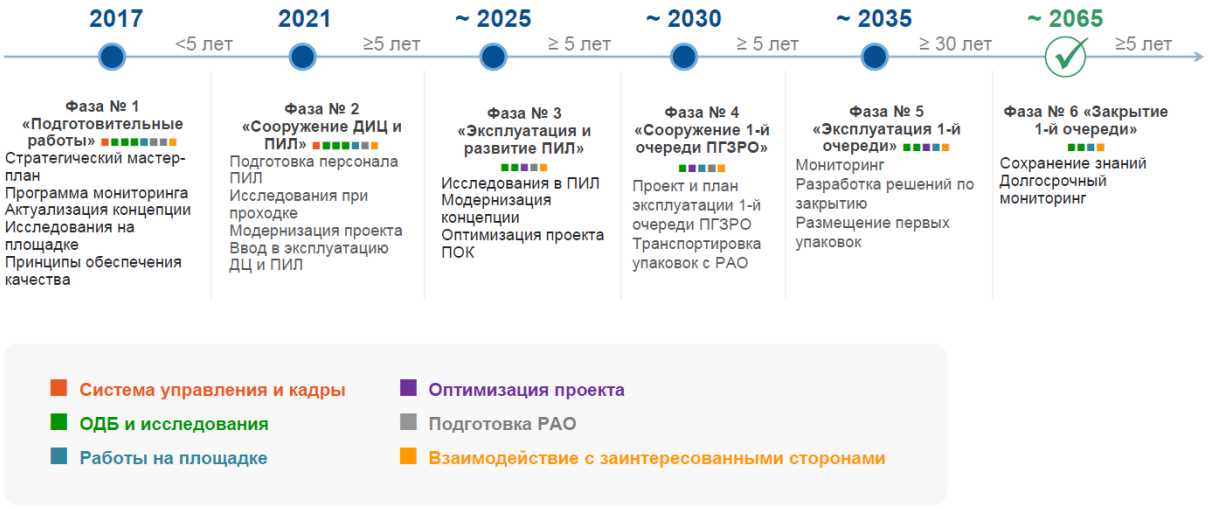



Рисунок 5 – Фазы реализации Стратегии создания ПГЗРО

В настоящее время активно прорабатываются вопросы компоновки ПИЛ, схем и конструкций экспериментальных установок (рис. 6 и 7). Уточняется облик подземной исследовательской лаборатории. Изначально проектантами было предусмотрено, что это будет достаточно большая структура, сейчас они пришли к выводу, что для исследовательской лаборатории вполне достаточно двухскважинной конструкции – два ствола вертикальных, между ними проходка, достаточно большое расстояние порядка 700 метров и здесь можно будет провести весь набор необходимых исследований. Все ведущиеся работы детально представляются на страницах научно-технического журнала «Радиоактивные отходы». Для аккумуляции накапливаемых знаний создана система PULSE (рис. 7).

Рисунок 6 – Планирование экспериментов в ПИЛ

Рисунок 7 – Облик ПИЛ

Одна из самых ответственных компонент ведущейся работы – формирование адекватной целям геологической модели. Самое главное в этой задаче – отчетливое представление о состоянии массива горных пород, участка, который определен как перспективный для создания подземной исследовательской лаборатории. На этом пути была возможность использовать современный инструментарий, в том числе в части систематизации накопленных данных с использованием современных программных средств, в том числе зарубежных для построения моделей (рис. 8).

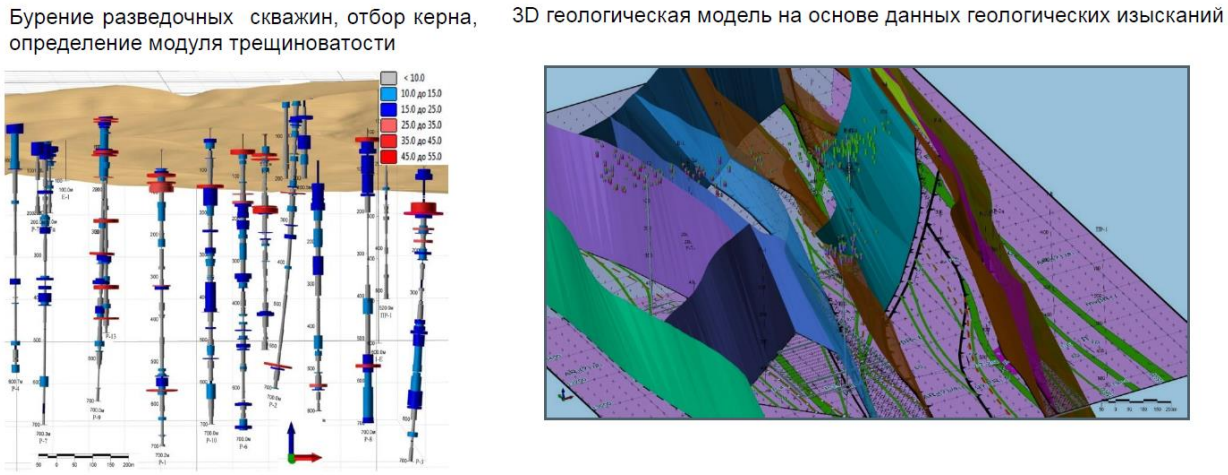



Рисунок 8 – Геологические данные для обоснования моделирования

ИБРАЭ РАН осуществляет научное руководство созданием ПИЛ и ПГЗРО. В целях обеспечения этих работ в 2020 году в Железногорске с 2020 года начал формироваться филиал ИБРАЭ РАН. Уже сейчас для сопровождения работ по подземной

исследовательской лаборатории необходимы и полевые исследования, скважинные эксперименты и новое оборудование, которое было впервые применено в 2020–2021 гг. На одной из скважин (скважина r8) были пройдены горизонты от -700 м до поверхности и проведены дополнительные исследования, в которых применялась пакерная система. Это резиновые шланги, которые на необходимой глубине раздуваются и перекрывают участок ствола, давая возможность наблюдать за поступлением в горный массив воды. Одна из скважин была пройдена с интервалом 10 м по всей вертикали с двумя типами измерений по давлению. Результаты весьма обнадеживающие, и вторая серия наблюдений – это использование современной видеосистемы, которая позволила посмотреть состояние породы буквально на каждом миллиметре или микроне этого ствола. Такую работу предстоит провести по всем разведанным скважинам.

Рисунок 9 –Филиал ИБРАЭ РАН в г. Железногорск и скважинные эксперименты на площадке

Новые материалы, оборудование – это обязательная компонента развития ядерных технологий и систем обеспечения радиационной безопасности. Остановлюсь только на одной работе, которая недавно получила небольшой толчок в форме рассмотрения и утверждения и одобрения программы научно-технологического обеспечения работ по обоснованию выбора барьеров из глинистых материалов. Суть в том, что для подземного захоронения практически безальтернативный материал – глины, их разновидности, в основном это бентонит, который обладает уникальными качествами по изоляционным свойствам на больших временах времени. Напомню, что страны, обладающие соответствующими геологическими массивами, прямо предполагают захоронение в глинах, а те, у которых таких массивов нет, предполагают использование глин в качестве

материала закладки в достаточно больших объемах. Этот материал очень чувствителен к различного рода нюансам происхождения, тонкого химического состава и так далее.

Рисунок 10 – Сопровождения проекта. Новые материалы

4. Внедрение новых знаний и технологий

Здесь, с одной стороны, все прекрасно – производители, рынок предъявляет все большее количество оборудования измерительных систем, которые ускоряют, облегчают, повышают точность, возможность обработки оперативной информации, обеспечивают цифровизацию и дают новые возможности вообще управлением процессов. Но есть некие препятствия объективные, например, наличие лицензии на эксплуатацию объекта настраивает многие организации на отказ от различного рода новаций в этой области. Отчетливо прослеживается тенденция, когда законодательное закрепление государственной ответственности за накопленные РАО снижает заинтересованность эксплуатирующей организации во внедрении новых технологий. Существуют механизмы исправления этой ситуации, в том числе за счет модернизации нормативной базы.

Еще одна новация. Организовано издание нового журнала «Радиоактивные отходы». На данный момент вышли 18 номеров, а журнал вошел в перечень ВАК.

5. Общественная приемлемость ядерных технологий

Успехи науки и техники в сфере обеспечения безопасности ядерных технологий опережают успехи в области их восприятия обществом. Особенности восприятия радиации и радиационных рисков и политические мотивы является главным препятствием для глобального признания атомной энергетики экологически чистым способом генерации электроэнергии. Фактическое состояние дел в части радиационного

воздействия на работников и население в атомной энергетике и промышленности можно считать абсолютно благополучным даже с учетом прошлых крупных аварий. Негативные эффекты действия радиации уже в полной мере реализованы и весьма ограничены.

В заключение можно утверждать, что научно-техническое развитие систем обеспечения ядерной и радиационной безопасности выходит на уровень, при котором его дальнейшее развитие должно в большей мере ориентироваться на адаптацию к другим приложениям, чем непосредственно на решение собственных задач, где достигнут беспримерно высокий уровень безопасности.

Литература

1. Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях: Сб. материалов юбилейной X Российской научной конференции, 22—25 сентября 2015 г., Москва, Обнинск / Под общ. ред. Л. А. Большова. — М. : ООО «САМ Полиграфист», 2015. 142 с.

2. *Линге И. И., Уткин С. С.* Радиационные и экологические аспекты атомной энергетики будущего // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2021. Т. 66. № 5. С. 113—121.

3. *Большов Л. А., Линге И. И., Ведерникова М. В.* От ВУРСа и Чернобыля — к комплексному обеспечению радиационной безопасности человека и биоты / Материалы научной конференции «Зарождение, развитие и роль радиоэкологии в обеспечении радиационной безопасности природной среды и человека», Озерск, 2017 г.

4. Российский национальный доклад: 35 лет чернобыльской аварии. Итоги и перспективы преодоления ее последствий в России. 1986—2021 / Под общ. ред. Л. А. Большова ; Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН. — М. : Академ-Принт, 2021. 104 с.

5. *Ведерникова М. В., Линге И. И., Панченко С. В., Стрижова С. В., Супатаева О. А., Уткин С. С.* Актуальные вопросы внесения изменений в Федеральный закон от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения». — (Препринт / Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2020-03). — М.: ИБРАЭ РАН, 2020. 22 с.

6. *Александрова Т. А., Иванов А. Ю., Линге Ин. И., Лунов Д. М., Савельева Е. А., Самойлов А. А., Уткин В. Б.* Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации

с использованием информационных моделей // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 19—31. DOI:10.25283/2587-9707-2020-3-19-31.

7. *Абалкина И. Л., Большов Л. А., Капырин И. В., Линге И. И., Савельева Е. А., Свительман В. С., Уткин С. С.* Обоснование долговременной безопасности захоронения ОЯТ и РАО на 10 000 и более лет: методология и современное состояние. Препринт ИБРАЭ № 2019-03. — М.: ИБРАЭ РАН, 2019. 40 с.

ПРИ ПОДДЕРЖКЕ:

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Российская Академия Наук

РОСАТОМ

ИБРАЭ

ИНФОРМАЦИОННЫЕ ПАРТНЕРЫ:

ТАСС ИНФОРМАЦИОННОЕ АГЕНТСТВО РОССИИ

АРКТИКА ЭКОЛОГИЯ И ЭКОНОМИКА НАУЧНЫЙ И ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

ПО «МАЯК» ЖУРНАЛ «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»

АТОМНАЯ ЭНЕРГИЯ 2.0

РАДИАЦИОННАЯ ГИГИЕНА

ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

АНРИ

## СЕКЦИИ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ»

**СЕКЦИЯ № 1 «РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ»**

**СЕКЦИЯ № 2 «РАСЧЕТНЫЕ КОДЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»**

**СЕКЦИЯ № 3 «БЕЗОПАСНОСТЬ НА ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЯХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА»**

**СЕКЦИЯ № 4 «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ»**

http://фцп-ярб2030.рф/conf2020/

Организационный комитет: тел.: 8 (495) 955-23-42, email: conf2020@ibrae.ac.ru

# ОБРАЩЕНИЕ С ОЯТ НА ФГУП "ГХК": ТРАНСПОРТИРОВКА, ХРАНЕНИЕ, ПЕРЕРАБОТКА

к.т.н. Колупаев Д.Н.

генеральный директор

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск*

**Устойчивое развитие (англ. Sustainable development)** – процесс экономических и социальных изменений, при котором природные ресурсы направление инвестиций, ориентация научно-технического развития, развитие личности и институциональные изменения согласованы друг с другом и укрепляют нынешний и будущий потенциал для удовлетворения человеческих потребностей и устремлений

**17 глобальных целей в области устойчивого развития** приняты 25 сентября 2015 года на пленарном заседании Генеральной Ассамблеи ООН (193 государства)

Рисунок 1 – Устойчивое развитие – 17 целей современного мира

Концепция устойчивого развития, принятая большинством развитых стран, предполагает снижение углеродного следа – совокупности всех выбросов парниковых газов (метан, углекислый газ). Решение этой задачи обеспечит приемлемый уровень антропогенного воздействия на биосферу, смягчит последствия глобального потепления климата. Российская Федерация поддерживает стремление мирового сообщества сократить антропогенные выбросы парниковых газов. В 2019 году Россия вступила в Парижское соглашение по климату. К 2030 году Россия намерена сократить антропогенные выбросы парниковых газов на 25-30% по сравнению с уровнем 1990 года.

Атомная энергетика вносит важный вклад в снижение углеродного следа. При безусловном соблюдении ядерной и радиационной безопасности, атомные

электростанции, в сравнении с угольными или газовыми, обеспечивают минимальную экологическую нагрузку на окружающую среду, включая углеродный след, при генерации электроэнергии сопоставимой мощности. Так, для получения 1 МВт/сутки расходуется всего 1,05 г урана-235. Гидроэлектростанции, при сопоставимой мощности, требуют отчуждения под водохранилище больших объёмов земель и снижают биологическое разнообразие в водных системах. Ветровые и солнечные электростанции не только уступают атомным станциям в мощности, но и существенно зависят от климатических условий и времени суток. Необходимо отметить наличие ряда нерешенных вопросов при выводе из эксплуатации ветровых и солнечных электростанций по окончании их срока службы.

Рисунок 2 – Росатом сегодня

Россия в лице Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» (далее - Росатом) является безусловным лидером в развитии технологий для атомной энергетики. Росатом эксплуатирует 38 энергоблоков совокупной мощностью 28,6 ГВт (включая единственный действующий в мире энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-800 Белоярской АЭС, использующий МОКС-топливо), что составляет 19,7% в энергетическом балансе страны. В 2020 году Росатом выработал рекордные 215,7 млрд. кВт·ч электроэнергии. Международный портфель заказов Росатома – 36 энергоблоков в 12 странах.

Важным звеном обеспечения безопасной эксплуатации АЭС с реакторами отечественного дизайна и безопасного обращения с ядерными топливными материалами является инфраструктура по транспортированию, хранению и переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

В 1977 году по решению государственных органов на ГХК начато строительство завода по регенерации отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) РТ-2.

Строительство временно (с 1989 по 1991 гг. из-за недостатка финансирования) приостанавливалось, но затем в соответствии с приказом Минатома от 26.02.92 за № 61 строительство завода РТ-2 было возобновлено.

В заключении экспертов по откорректированному ТЭО, утвержденном приказом Минприроды России от 14.08.96 № 364, завод РТ-2 было предложено строить очередями:

- первая очередь – «мокрое» хранилище ОЯТ;
- вторая очередь – «сухое» хранилище ОЯТ ёмкостью не менее 6000 т;
- третья очередь – производство уран-плутониевого топлива (МОХ-топлива тепловых реакторов);
- четвертая очередь – производство по радиохимической переработке ОЯТ.

Преимуществами РТ-2 являлось:

- завод был запланирован как инновационный «опережая время»;
- интегрированная система обращения с РАО;
- интегрированная система переработки - фабрикации свежего топлива;
- интегрированная система фракционирования ВАО.

К недостаткам РТ-2 относилось:

- подземная закачка;
- сбросы ЖРО в окружающую среду;
- завод экстенсивного развития.

Рисунок 3 – Транспортирование ОЯТ на ФГУП «ГХК»

Горно-химический комбинат – ключевой, не имеющий аналогов в мире, элемент энергетической безопасности России в части безопасного обращения с ОЯТ. В Российской Федерации транспортирование ОЯТ на хранение и радиохимическую переработку осуществляется с 1971 года (первый рейс был выполнен на ПО «Маяк»). Горно-химический комбинат в 1985 году принял первый рейс с ОЯТ РУ ВВЭР-1000 с Нововоронежской АЭС и в 2012 году - первый рейс с ОЯТ РБМК-1000 с Ленинградской АЭС. За 36 лет Горно-химический комбинат принял более 250 рейсов с ОЯТ, общий пробег вагонов-контейнеров превысил 15 млн. км.

**Завод регенерации топлива** (до 2019 года – Изотопно-химический завод) – ключевое звено транспортирования, хранения и переработки ОЯТ на ГХК.
**Завод регенерации топлива** – экологическое развитие концепции завода РТ-2, строительство которого было прекращено в начале 1990-х по причине общегосударственного кризиса и распада советской экономики.

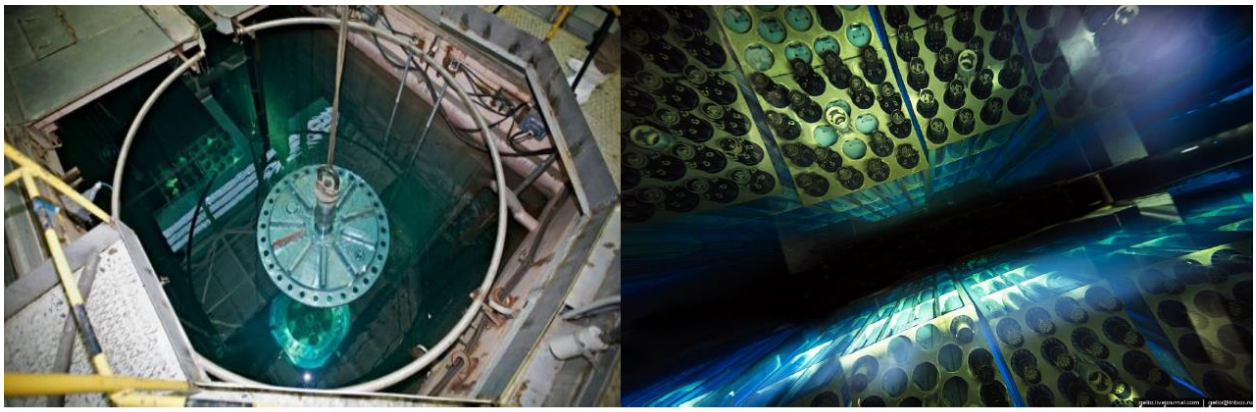
Рисунок 4 – Завод регенерации топлива ФГУП «ГХК»

Ключевым звеном транспортирования, хранения и переработки ОЯТ на Горно-химическом комбинате является Завод регенерации топлива (ЗРТ) – экологически ориентированное развитие концепции завода РТ-2. К 2018 году на ЗРТ был сконцентрирован основной парк ТУК для транспортирования ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК-1000, а также организован центр по их обслуживанию. ЗРТ полностью выполняет все плановые виды ремонтов и текущее обслуживание всего контейнерного парка, занятого в перевозках ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК-1000. Для повышения производительности труда на промышленной площадке ЗРТ реализован ряд ПСР-проектов по обслуживанию средств транспортирования ОЯТ, что позволило одновременно обслуживать до 4 ТУК-109 для ОЯТ РБМК-1000 и до 10 раз ускорить их комплектацию порожними ампулами.

Ключевыми элементами инфраструктуры завода, предприятия и отрасли в целом по хранению ОЯТ являются:

- водоохлаждаемое («мокрое») хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 (ХОТ-1);

- комплекс воздухоохлаждаемых («сухих») хранилищ ОЯТ ВВЭР-1000 и ОЯТ РБМК-1000 (ХОТ-2).



- **Ядерная безопасность** при размещении чехлов с ОТВС в бассейне ХОТ-1 осуществляется с учётом требований обеспечения как при нормальной эксплуатации, так и при исходных событиях проектных аварий
- **Радиационная безопасность** обеспечивается проведением всех операций с ОТВС, начиная с разгрузки транспортных контейнеров и заканчивая хранением ОТВС под толстым (не менее 2,5 м над ОТВС) слоем воды, а также стенами бассейна, выполненными из тяжелого бетона. По периметру бассейна установлена автоматизированная система радиационного контроля, обеспечивающая онлайн-мониторинг мощности эффективной дозы гамма-излучения
- Вода непрерывно очищается и охлаждается с применением системы теплообменников

Рисунок 5 – «Мокрое» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 (ХОТ-1)

На водоохлаждаемое хранение Горно-химический комбинат принимает ОЯТ после промежуточного хранения на АЭС, что позволяет снизить активность и остаточное тепловыделение топлива и способствует обеспечению безопасности на дальнейших стадиях топливного цикла. Перевозка ОЯТ с пристанционных хранилищ АЭС на ГХК осуществляется специальными рейсами в транспортно-упаковочных комплектах (ТУК), обеспечивающих многоуровневую защиту ОЯТ, радиационную и ядерную безопасность на всех этапах транспортировки. Все ТУК сертифицированы. Сертификаты-разрешения подтверждают соответствие конструкции упаковки требованиям нормативных документов РФ и рекомендациям МАГАТЭ при перевозках ядерных материалов.

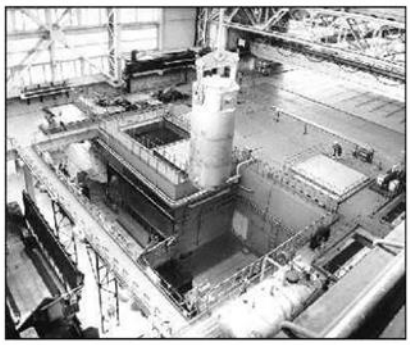
«Мокрое» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 действует с 1985 года и обеспечивает безопасное хранение ОЯТ самого многочисленного парка отечественных энергетических реакторов. На хранении в ХОТ-1 находится ОЯТ ВВЭР-1000 с 4 российских АЭС (Нововоронежская, Балаковская, Калининская и Ростовская), 4 украинских АЭС (Южно-Украинская, Хмельницкая, Ровенская, Запорожская) и АЭС «Козлодуй» (Болгария). На хранение в ХОТ-1 поступают ОТВС, имеющие выдержку не менее 3 лет после выгрузки из реактора.

Конструктивно «мокрое» хранилище представляет собой сооружение монолитно-каркасного типа с бассейном хранения ОТВС, расположенным на монолитной железобетонной плите. Перед перегрузкой проводится расхолаживание транспортно-упаковочного комплекта с целью снижения температуры сборок в контейнере, предотвращения парообразования и выброса аэрозолей при проведении перегрузки ОТВС. Далее сборки перегружаются из транспортных чехлов в чехлы хранилища, которые перемещаются на место хранения в отсеки бассейна. Размещение чехлов с ОТВС в бассейне осуществляется с учётом требований обеспечения ядерной безопасности при нормальной эксплуатации и при исходных событиях проектных аварий. Для поддержания температуры воды в заданных пределах (не выше 50 $^{o}$C) вода непрерывно охлаждается системой теплообменников, а образующийся при хранении ОТВС радиолитический водород непрерывно удаляется.

Для защиты от ионизирующего излучения все операции с ОТВС, в том числе и разгрузка транспортных контейнеров, и транспортировка чехлов с ОТВС на места хранения производятся под защитным слоем воды не менее 2,5 м. Защита от гамма-излучения обеспечивается не только слоем воды, но и стенами бассейна, выполненными из тяжёлого бетона. По осям периметра бассейна установлена автоматизированная система радиационного контроля (АСРК), обеспечивающая онлайн-мониторинг измерения мощности эквивалентной дозы (МЭД) гамма-излучения в зале бассейна хранилища.

В ходе эксплуатации ХОТ-1 проведена реконструкция здания, в результате которой увеличена ёмкость хранилища, значительно повышена сейсмоустойчивость за счёт усиления строительных конструкций и облегчения кровли, увеличены надёжность и производительность системы охлаждения, выполнена замена грузоподъёмного оборудования. Эти мероприятия позволили в 2015 году продлить срок эксплуатации ХОТ-1 до 2045 года.

## Основные вехи в истории ХОТ-1



1985 год – старт ХОТ-1

2021 год – 36 лет в строю

**1979-1985** – строительство ХОТ-1 в качестве пускового комплекса завода РТ-2

**29 декабря 1985** – вагон № 001 первого рейса с ОТВС ВВЭР-1000 Нововоронежской АЭС подан под разгрузку в хранилище.

**2008-2011** – реконструкция ХОТ-1 (усиление строительных конструкций, облегчение кровли, повышение сейсмоустойчивости, увеличение ёмкости ХОТ-1, строительство узла примыкания к ХОТ-2 и ОДЦ, модернизация систем здания и отсеков бассейна, замена грузоподъёмного оборудования)

**2015** – продление срока эксплуатации ХОТ-1 до 2045 года

**2016** – первая перегрузка ОТВС в «сухое» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000

**2017** – первая выдача реальной ОТВС ВВЭР-1000 в пусковой комплекс ОДЦ на опытную радиохимическую переработку

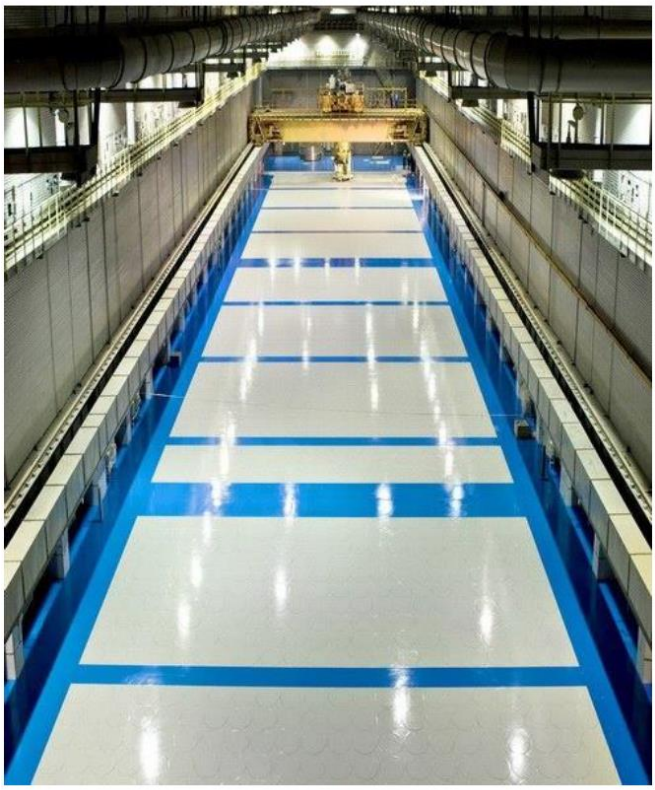
**С вводом в эксплуатацию объектов полного развития «сухого» хранилища ОЯТ (ХОТ-2) в 2015 году стала возможной перегрузка ОТВС ВВЭР-1000 из бассейна выдержки ХОТ-1 в «сухое» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 ХОТ-2.**

**Перегрузка ОТВС ВВЭР-1000 из ХОТ-1 в ХОТ-2 обеспечивает перевод части ОЯТ ВВЭР-1000 с большим сроком выдержки на 7 более экономичное «сухое» хранение и обеспечивает дополнительный резерв вместимости ХОТ-1 для приёма «свежего» ОЯТ**

Рисунок 6 – «Мокрое» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 (ХОТ-1). Основные вехи в истории.

## Комплекс «сухих» хранилищ ОЯТ ВВЭР-1000 и ОЯТ РБМК-1000 (ХОТ-2)

ГХК РОСАТОМ



### Ключевые преимущества ХОТ-2

**Высокая надёжность и прочность** - здание из монолитного железобетона обеспечивает высокую сейсмостойкость (10 баллов по шкале MSK) и защиту от падения лёгкого самолёта

**Снижение рисков, связанных с ядерной безопасностью** – для охлаждения ОЯТ не используется вода – эффективный замедлитель нейтронов

**Снижение рисков, связанных с нарушением энергоснабжения объекта** - пассивное охлаждение гнёзд с ОЯТ в режиме естественной конвекции воздуха в камерах с гнёздами ОЯТ обеспечивает энергонезависимое хранение ОЯТ

**Снижение себестоимости хранения ОЯТ в несколько раз** – высокая автоматизация, отсутствие необходимости и расходов на инфраструктуру по очистке, охлаждению и перекачиванию воды

**Надёжная защита от ионизирующего излучения** – тяжёлый монолитный железобетон снижает мощность эквивалентной дозы гамма-излучения в зале хранения ОЯТ

Рисунок 7 – Комплекс «сухих» хранилищ ОЯТ ВВЭР-1000 и ОЯТ РБМК-1000 (ХОТ-2)

Комплекс «сухих» хранилищ ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК-1000 камерного типа построен для обеспечения энергетической безопасности страны на период создания достаточных перерабатывающих мощностей и предназначен для длительного (не менее 50 лет) технологического хранения ОЯТ с возможностью последующей передачи на переработку или окончательную изоляцию. Комплекс ХОТ-2 представляет собой здания из монолитного железобетона, разделённые на радиационно-защитные железобетонные камеры, в которых установлены стальные гнёзда хранения пеналов с ОЯТ. Защита персонала при проведении перегрузочных операций обеспечивается с помощью железобетонных стен и перекрытий, а также дистанционного управления технологическим оборудованием.

Для исключения рисков остановки отечественных АЭС с РУ РБМК-1000 опережающими темпами в 2011 году введён в эксплуатацию пусковой комплекс ХОТ-2. Первый рейс с ОЯТ РБМК-1000 ЛАЭС принят в апреле 2012 года. Объекты полного развития ХОТ-2 введены в эксплуатацию в 2015 году.

Рисунок 8 – Технологическая цепочка ХОТ-2 на примере хранилища ОЯТ РБМК-1000

Отработавшее ядерное топливо РУ РБМК-1000 поступает на хранение после разделки ОТВС на два пучка твэлов (ПТ) на АЭС с остаточным тепловыделением не более 0,054 кВт на один ПТ. Отработавшее ядерное топливо РУ ВВЭР-1000 поступает на хранение из бассейна выдержки ХОТ-1 с остаточным тепловыделением не более 0,61 кВт на одну ОТВС.

Приём ОЯТ РБМК-1000 в ХОТ-2 осуществляется путём разгрузки ТУК с железнодорожного транспортёра и передачей транспортного чехла, содержащего ампулы с ПТ ОЯТ РБМК-1000, на участок запеналивания. Приём ОЯТ ВВЭР-1000 в ХОТ-2 – путём поштучной передачи ОТВС из бассейна выдержки ХОТ-1 в камеру подготовки ОТВС ХОТ-2. Ампулы с ПТ ОЯТ РБМК-1000 помещаются в 31-местные, а ОТВС ВВЭР-1000 - в 4-местные пеналы. Пеналы герметизируются с помощью сварки, после чего оператор перегрузочной машины загружает их в двухместные гнёзда на длительное технологическое хранение. В процессе длительного «сухого» хранения ОЯТ предусматривается периодический контроль состояния гнёзд хранения.

Ключевым преимуществом «сухого» хранения ОЯТ является пассивный энергонезависимый режим охлаждения гнёзд с пеналами ОЯТ за счёт естественной конвекции воздуха. Это существенно сокращает себестоимость хранения ОЯТ, исключает риски отказа систем охлаждения ОЯТ, связанные с нарушением энергоснабжения объекта. Воздуховоды системы охлаждения оснащены системой АСРК, непрерывно измеряющей объёмную активность воздуха, охлаждающего гнёзда хранилищ.

В настоящее время все объекты ХОТ-1 и ХОТ-2 функционируют в режиме промышленной эксплуатации. С вводом в эксплуатацию объектов полного развития ХОТ-2 в конце 2015 года стала возможной перегрузка ОТВС ВВЭР-1000 из бассейна выдержки ХОТ-1 в «сухое» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 ХОТ-2. Цель – обеспечить высвобождение площадей бассейна ХОТ-1 для приёма новых партий ОЯТ ВВЭР-1000 и перевести часть ОЯТ ВВЭР-1000 с большим сроком выдержки на более экономичное «сухое» хранение. За пять с половиной лет эксплуатации «сухого» хранилища ОЯТ ВВЭР-1000 ХОТ-2 загружено более 100 гнёзд пеналами с ОТВС, за счёт чего освобождён дополнительный резерв вместимости ХОТ-1 для приёма ОЯТ с АЭС.

## Основные вехи в истории ХОТ-2

**1990-е** – остановка строительства завода РТ-2. Возникновение проблемы «отложенного» решения накопления ОЯТ. Принятие решения о строительстве новых хранилищ ОЯТ на ГХК

**2002** – завершение разработки проекта и начало строительства первого в мире централизованного комплекса воздухоохлаждаемых хранилищ ОЯТ камерного типа (ХОТ-2 ГХК)

**2011** – ввод в эксплуатацию пускового комплекса ХОТ-2 (здание № 3а хранилища ОЯТ РБМК-1000)

**2012** – приём первого рейса с ОЯТ РБМК-1000 Ленинградской АЭС

**2015** – ввод в эксплуатацию здания № 3 хранилища ОЯТ РБМК-1000 ХОТ-2 и здания № 2 хранилища ОЯТ ВВЭР-1000 ХОТ-2

**2016** – первая перегрузка ОТВС ВВЭР-1000 из ХОТ-1 на «сухое» хранение в ХОТ-2

**2021** – за 5,5 лет эксплуатации на «сухом» хранилище ОЯТ ВВЭР-1000 загружено более 100 гнёзд пеналами с ОТВС из бассейна ХОТ-1

Рисунок 9 – Комплекс «сухих» хранилищ ОЯТ ВВЭР-1000 и ОЯТ РБМК-1000 (ХОТ-2). Основные вехи в истории

**1-е поколение**

**2-е поколение**

**прототип поколения 3+ (ОДЦ ГХК)**

**Некоторые параметры заводов разного поколения**

| Поколение завода | Обращение с жидкими РАО | Обращение с твердыми ВАО |
|---|---|---|
| I | Сбросы жидких САО (около 50 м³/т ОЯТ) и НАО | 0,80 м³/т ОЯТ |
| II | Сбросы жидких НАО (100 м³/т ОЯТ) | 0,15 м³/т ОЯТ |
| III | Нет жидких сбросов | 0,1 м³/т ОЯТ |
| IV | Нет жидких сбросов | Трансмутация ТПЭ, САО приповерхностное захоронение, 4 м³/т ОЯТ |

Рисунок 10 – Поколения радиохимических заводов

На основании принятой в Российской Федерации концепции замыкания ядерного топливного цикла необходимо остановить накопление запасов ОЯТ, а также повторно вовлечь регенерированный уран и плутоний в ядерный топливный цикл.

В настоящее время на площадке ЗРТ создаётся опытно-демонстрационный центр (ОДЦ) по переработке ОЯТ, являющийся прообразом перерабатывающего завода поколения 3+. Безусловным преимуществом ОДЦ, по сравнению с действующими отечественными и зарубежными радиохимическими производствами, является отсутствие сброса в окружающую среду жидких радиоактивных отходов, образующихся при радиохимической переработке ОЯТ, а также улавливание на этапе головных операций до 99,9% летучих радиоизотопов трития, йода, цезия, рутения. Здание ОДЦ оснащено автоматизированной системой радиационного контроля, обеспечивающей онлайн-мониторинг уровней мощности эквивалентной дозы и объёмной активности воздуха. Ядерно-опасные участки ОДЦ оснащены системой аварийной сигнализации (САС) самоподдерживающейся цепной реакции (СЦР).

**2015 год** – завершено строительство и введен в эксплуатацию ПК ОДЦ в объеме исследовательских «горячих» камер и аналитической лаборатории.

В стадии завершение строительства ОДЦ в объеме полного развития с производительностью 250 т ОЯТ в год.

**Исходное сырье:**
- ОЯТ реакторов ВВЭР-1000

**Целевые продукты:**
- плав уранилнитрата;
- диоксид плутония.

**Технологические особенности ОДЦ:**
- Гибкое построение технологических процессов;
- Реализованы новые технологические решения: волоксидация, растворение с получением высоко-центрированных растворов, осветление с использованием центрифуг, отверждение ЖРО категории ВАО в боросиликатную матрицу;
- Отсутствие сбросов технологических ЖРО в окружающую среду;
- Возможность получения различных видов продуктов.

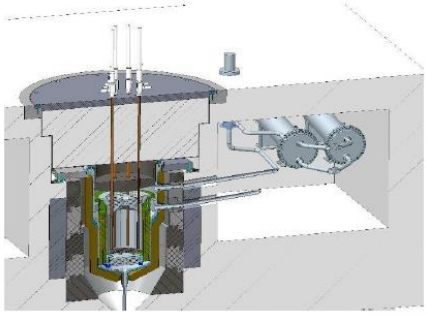
Рисунок 11 – Опытно-демонстрационный центр по переработке ОЯТ

Пуск полномасштабного завода по переработке ОЯТ на основе ОДЦ позволит приступить к переработке ОЯТ ВВЭР-1000 в промышленном масштабе без ущерба для безопасности населения и окружающей среды, а также превратит Горно-химический комбинат в референтную площадку по обращению с ОЯТ. В дальнейшем возможно

расширение промышленных возможностей ОДЦ с глубокой адаптацией технологии под конкретные нужды заказчика и переработку новых видов ОЯТ.

Рисунок 12 – Текущая деятельность ОДЦ

В настоящее время проводятся опытные работы по отработке процессов переработки ОЯТ ВВЭР-1000 в рамках исследовательских «горячих» камер ОДЦ, а также проводятся НИОКР по совершенствованию технологической схемы переработки ОЯТ ВВЭР-1000 с целью улучшения производственных и экономических показателей при безусловном соблюдении требований безопасности.



**ФГУП «ГХК» определен площадкой размещения исследовательского ЖСР, а в дальнейшем – полномасштабного реактора-сжигателя МА**

В период до 2024 г. в рамках КП РТТН будут проведены необходимые НИОКР.

К 2024 г. будут продемонстрированы ключевые технологические решения, а также подготовлены эскизный проект РУ ИЖСР и техническое предложение МП ОЯТ.

К 2030 г. планируется завершить монтаж РУ ИЖСР.

**Основное назначение**

Дожигание наиболее опасных долгоживущих изотопов в отходах АЭС

**Снижение накопления ОЯТ и РАО**

Возможность дожигания долгоживущих высокоактивных радиоактивных отходов для снижения времени их потенциальной опасности с 10 000 лет до ≈ 300 лет

**Сокращение потребления урана**

Основное топливо – малые актиниды + плутониевое сырье

Эксплуатация ЖСР без $^{235}U$ в топливной композиции

**Безопасность**

Низкое давление и отрицательные обратные связи по температуре и мощности

Рисунок 13 – Трансмутация МА в жидкосолевом реакторе-сжигателе

Также, в рамках решения проблемы трансмутации («дожигания») наиболее опасных долгоживущих изотопов в составе высокоактивных радиоактивных отходов переработки ОЯТ для снижения времени их потенциальной опасности с 10000 лет до примерно 300 лет ГХК определён площадкой размешения исследовательского жидкосолевого реактора (ЖСР), а в дальнейшем – полномасштабного реактора-сжигателя минорных актинидов. Эксплуатация ЖСР планируется без наличия урана-235 в топливной композиции, основным топливом должны стать высокоактивные РАО. Безопасность реактора обеспечивается, в том числе низким давлением и отрицательными обратными связями по температуре и мощности. В период до 2024 года планируется завершить необходимые НИОКР с демонстрацией ключевых технологических решений и подготовкой эскизного проекта.

Рисунок 14 – Создание технологического центра по обращению с ОЯТ на ФГУП «ГХК»

Таким образом, на ГХК развивается уникальный комплекс обращения с ОЯТ, который обеспечивает энергетическую безопасность АЭС РФ, способствует развитию отечественной атомной энергетики с обеспечением всех требований радиационной, ядерной и промышленной безопасности, а также способствует исполнению Российской Федерацией международных обязательств Парижского соглашения по климату в части сокращения антропогенных выбросов парниковых газов. В перспективе возможно масштабирование опыта эксплуатации ХОТ-1, ХОТ-2 и ОДЦ для обеспечения безопасного обращения ОЯТ на зарубежных АЭС с РУ отечественного дизайна.

# АКТУАЛЬНЫЕ ЗАДАЧИ РЕГУЛИРОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

А. А. Хамаза

директор

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва*

Мне очень приятно продолжить тот доклад, с которым выступил Дмитрий Никифорович, потому что он на двух последних слайдах представил информацию по жидкосолевому реактору и обозначил одной из задач формирование необходимой нормативной базы, упомянув тот путь, который прошел проект «Прорыв». Буквально неделю назад мне Адамов Е.О. задал вопрос, правильно ли он понимает, что нет четкого совершенного критерия определения четвертого поколения ядерных реакторов. Я как-то даже растерялся сначала, а потом немножко вернулся к основополагающим документам, проекту «четвертое поколение», которое реализуется и в МАГАТЭ, и в OECD, и думаю, что должен был подтвердить спустя неделю, что к моему искреннему удивлению, четкого определения я не нашел и не увидел.

Настоящий форум позволит определить, увидеть те достигнутые в области обеспечения радиационной безопасности результаты и оценить достигнутый прогресс по остальным направлениям государственной политики в сфере обеспечения ядерной и радиационной безопасности, а также подвести некоторые итоги 75-летний деятельности.

В Российской Федерации функции по выработке, определению и реализации государственной политики в части нормативно-правового регулирования и государственного надзора в области использования атомной энергии возложены на Федеральную службу по экологическому, технологическому и атомному надзору. Ростехнадзор, как уполномоченный орган государственного регулирования безопасности, осуществляет свою деятельность в соответствии со стратегическими целями развития государства с одной стороны, а с другой стороны – руководствуется основополагающими международными конвенциями, участником которых являются наша страна: это Конвенция по безопасности, Объединенная конвенция по безопасности обращения с отработавшим топливом и безопасности обращения с радиоактивными отходами, и

Конвенция о физической защите ядерного материала и ядерных установок. Общими для всех этих конвенций являются нормы, согласно которым государство несет ответственность за создание и поддержание законодательной и регулирующей основы безопасности, включая создание и введение в действие соответствующих национальных требований, регулирующих положений в области безопасности, систему лицензионно-разрешительной деятельности в области использования атомной энергии, а также регулирующего контроля и надзора в форме инспекционной деятельности; за механизм обеспечения выполнения этих положений и условий, в том числе эффективные санкции.

Рисунок 1 – Система федеральных норм и правил

Госатомэнергонадзор был создан по решению руководства страны в 1983 году. За прошедшие годы сформирована система федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, которая сегодня включает 105 действующих документов. Последние документы создавались в рамках проекта «Прорыв» в отношении установки «Брест-300».

Количество действующих документов иногда вызывает эмоции – много их, мало их. Мы проанализировали буквально на прошлой неделе, сколько работы сегодня в Агентстве по атомной энергии, примерно чуть меньше. В некоторых странах регуляторы чуть меньше документов ввели в действие. Но это зависит от того, какие поддерживающие документы они разработали. Например, Комиссия по ядерному регулированию США при введении в действие своих документов в то же самое время внедряет и ряд документов, которые разработала Ассоциация американских инженеров-механиков, это так называемые коды ASME. Поэтому, в общей сложности, документов будет далеко за сотню, а не 68, как у нас представлено. Также необходимо принять во

внимание то, что ни в Финляндии, ни во Франции нет своих ни ледоколов, ни ПЭБа (плавучий энергетический блок) «Академик Ломоносов», который введен в эксплуатацию и вырабатывает электроэнергию на севере страны.

Рисунок 2 – Факторы, обуславливающие необходимость совершенствования ФНП

Пример регулирования безопасности составляют федеральные нормы и правила. Они оптимизируются постоянно, это не замершая система. Это обусловлено тем, что учитываются рекомендации организаций не только МАГАТЭ, но и соответствующих комитетов и рабочих групп этого Агентства. Это очень мощная компактная платформная организация, которая объединяет в своем составе форум ученых и практиков, регуляторов и сотрудников организаций, эксплуатирующих ядерные установки. Это первое. Второе – это накопленный отечественный и зарубежный опыт в области использования атомной энергии. Мы активно используем обратную связь от наших территориальных органов, от промышленности, от комбинатов, отзывы в отношении правоприменения тех или иных нормативов или документов. Ну и конечно изменения в законодательстве Российской Федерации. Вы все прекрасно знаете про регуляторную гильотину, из которой атом вышел, государство приняло правильное решение – как только мы начнем сегодня раскачивать эту систему, это вызовет определенные вопросы у наших зарубежных партнеров, зарубежных коллег, где создаются атомные станции, объекты использования атомной энергии по технологиям, разработанным в нашей стране. Мы ими гордимся.

Регулирующую основу безопасности составляют федеральные нормы и правила, в которых 5 документов. Они обязательны для всех участников, как за рубежом говорят, стейкхолдеров, процесса использования атомной энергии. Порядок их разработки и

утверждения определяется правительством, а непосредственно работа по организации их рассмотрения, введения в действие реализуется органом регулирования Ростехнадзора. В среднем, пересмотр осуществляется каждые пять-десять лет в стандартной ситуации, она также регулируется МАГАТЭ. Ну а вот новый документ создается достаточно долго – это в среднем 2,5 года. Это позволяет взвешенно учитывать мнение не только сотрудников Ростехнадзора, но и отрасли, и не просто отдельных предприятий, а это кумулятивное мнение отрасли, которое доводится до органа регулирования, принимается решение об опубликовании проекта документа, собираются отзывы и только после такого взвешенного и всестороннего рассмотрения любого проекта документа он вводится в действие.

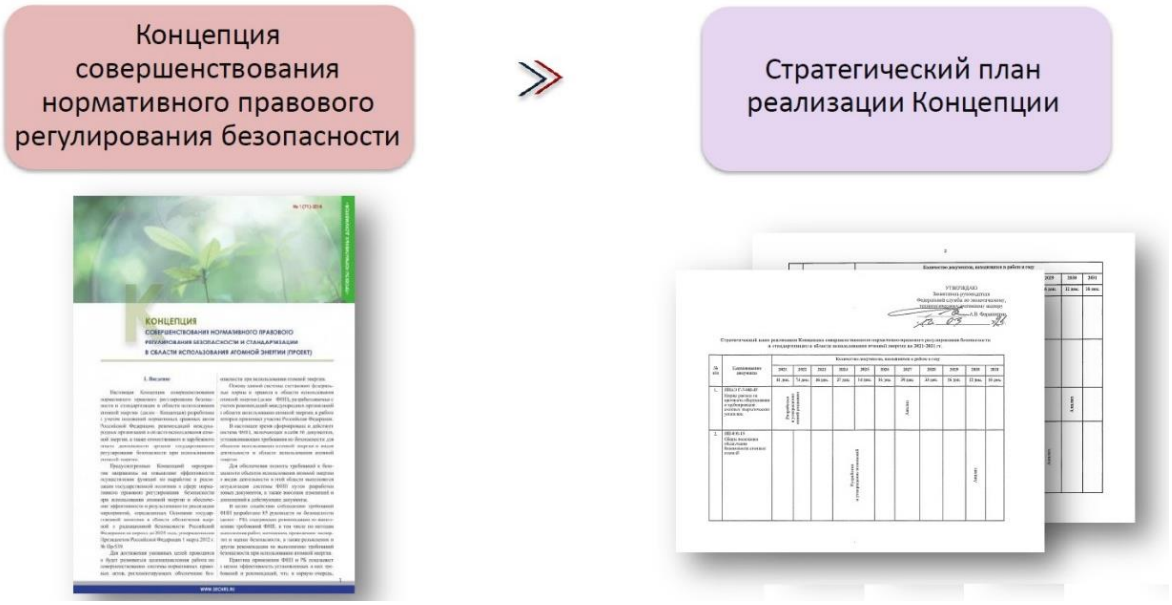



Рисунок 3 – Совершенствование ФНП

Надо отметить, что так же, как и в МАГАТЭ, в Ростехнадзоре приняты те или иные концепции совершенствования нормативного правового регулирования безопасности. Не буду сегодня подробно рассказывать о том, что это все соответствует Основам госполитики, которые утверждены соответствующим указом президента Российской Федерации, скажу только о том, что в прошлом году зам. руководителя Ферапонтов Алексей Викторович принял и ввел в действие стратегический план реализации этой концепции, который подробно расписывает, когда какие документы будут пересмотрены, актуализированы, в том числе не только федеральные нормы и правила, но и руководства по безопасности, которые не являются обязательными, они помогают лицензиатам, заявителям правильно сформировать свою деятельность в целях выполнения требований и критериев федеральных норм.

Хочу сказать, что сотрудники нашего центра примут участие в двух секциях: «Радиационная безопасность» и «Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла». Коротко об этих сообщениях. Одно из сообщений будет представлено Антоном Владимировичем Курындиным. Оно касается создания и реализации системы государственного нормирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. На оперативном совещании, которое проходило сегодня в Ростехнадзоре, обсуждался очень непростой вопрос, как в условиях пандемии, карантина, осуществить деятельность, связанную с ведением реестра сбросов или выбросов, нормирования этой деятельности, которые являются достаточно новой для атомной отрасли и в то же самое время актуальной и важной.

Следующий доклад будет посвящен требованиям, критериям нормирования в области аварийного реагирования, представит доклад Сорокин Дмитрий Владимирович.

Понизов Антон Владимирович, который несколько лет назад работал на Горно-химическом комбинате в составе предприятия – оператора по обращению с радиоактивными отходами, представит доклад по регулирующему подходу к обоснованию безопасности, о закрытии пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов, о чем упоминал в сегодняшнем докладе гендиректор Горно-химического комбината.

Оксана Юрьевна Литвиненко расскажет об эксплуатационной конфигурации атомной станции как основе оптимизации процесса подготовки к выводу из эксплуатации.

Последнее сообщение сделает Афанасьев Илья Александрович, которое будет посвящено планированию вывода из эксплуатации на ранних стадиях жизненного цикла объектов использования атомной энергии.

В завершение скажу, что недавно в рамках НТС № 10 Росатом состоялась углубленное предметное всестороннее рассмотрение подходов, связанных с актуализацией закона «О радиационной безопасности населения». Это основополагающий закон, который принят у нас в стране, и вот все те выводы, которые сделаны в проекте решения НТС, еще раз говорят о том, что необходимо взвешенно подойти к четкому разграничению предмета регулирования Закона о радиационной безопасности и Закона об атомной энергии, имея в виду прежде всего не только технологические аспекты безопасности, но и защиту человека, персонала от радиационной опасности использования атомной энергии.

Спасибо большое за предоставленную возможность выступить.

# НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МИГРАЦИОННЫХ СВОЙСТВ БАРЬЕРНЫХ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ

д.х.н. С.Н. Калмыков

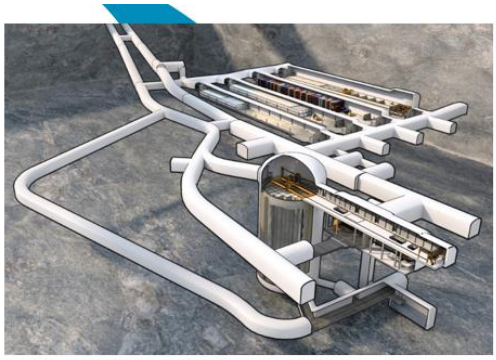
член-корр. РАН, декан химического факультета МГУ

*г. Москва*

Я очень благодарен за возможность выступить на пленарном заседании и хотел бы свой доклад посвятить теме, связанной с научными основами по использованию различных барьерных материалов, в частности барьерных материалов, основанных на глинах. Но как Вы, Игорь Иннокентьевич, справедливо сказали в своем докладе, что фактически речь идет о безальтернативной концепции по использованию глинистых материалов. Причем речь идет как о глубинном захоронении радиоактивных отходов, так и о приповерхностном захоронении, о чем сегодня я в значительной степени буду говорить. Поразительные цифры, что по ФЦР ЯРБ в четыре раза в ближайшее время увеличится использование глин в связи с проектируемыми и вводимыми в эксплуатацию новыми объектами, в связи с выводом из эксплуатации различных объектов (ПУГРов, и так далее) потребности глинистых минералах возрастут в четыре раза.

Рисунок 1 – Мировой опыт захоронения ЯРОО

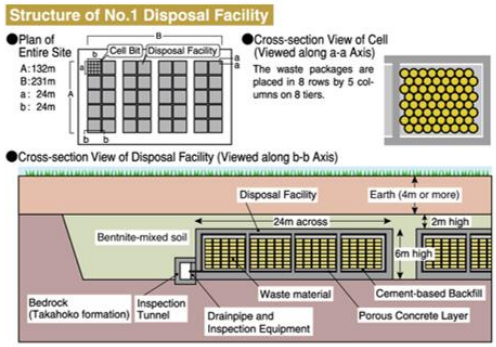
Я не хотел бы очень много говорить про мировой опыт, действительно в значительной степени он большой. Упомяну о том, что глинистые минералы могут быть как компонентом вмещающей породы, когда захоронение происходит непосредственно вв глинистых формациях, так и при использование глинистых минералов в составе одного из компонентов многобарьерной системы в виде уплотненных глины, в виде насыпного материала либо в той или иной реализации. Наиболее известные на сегодняшний день объекты, где подразумевается использование глинистых минерало при захоронении РАО это Aspo, Grimsel, Nagra. Многие страны предполагают использование глинистых минералов, в виду чего накоплен большой опыт и компетенции по этому вопросу.



https://www.skb.com/our-operations/sfr/

- **Швеция**

Существующий пункт окончательной изоляции для короткоживущих НАО и САО SFR. Сооружен в кристаллических породах на глубине около 60 м под дном Балтийского моря. Бункер для захоронения установлен на основании из **слоя песка и бентонита.** Пространство между внешними стенками бункера и вмещающими породами также заполнено **бентонитом.**




https://www.jnfl.co.jp/en/business/llw/

- **Япония**

Существующий приповерхносностный пункт захоронения НАО Роккашо. Расположен на глубине 12 м. Изоляция секций с радиоактивными отходами производится **смесью бентонита с песком.**



Рисунок 2 – Мировой опыт при создании хранилищ для НАО И САО

Приведу также два примера использования глинистых минералов при захоронении НАО и САО. В Швеции – бункер заполняется смесью песка и бентонита. В Японии в качестве компонента ИББ для приповерхностного пункта захоронения используется смесь песка и бентонита.

Важно, что наука должна определить, в зависимости от того, какой объект проектируется, каковы геологические, геохимические условия, каковы условия с точки зрения источника потенциального, в том числе радионуклидной состав, на какое время

нужно обеспечить долгосрочную безопасность этого объекта – какой состав и физико-химические свойства барьерной смеси необходимы.

- Низкая водопроницаемость
- Способность к «самозалечиванию»
- Неизменность свойств в течение долгого времени использования
- Высокие сорбционные свойства

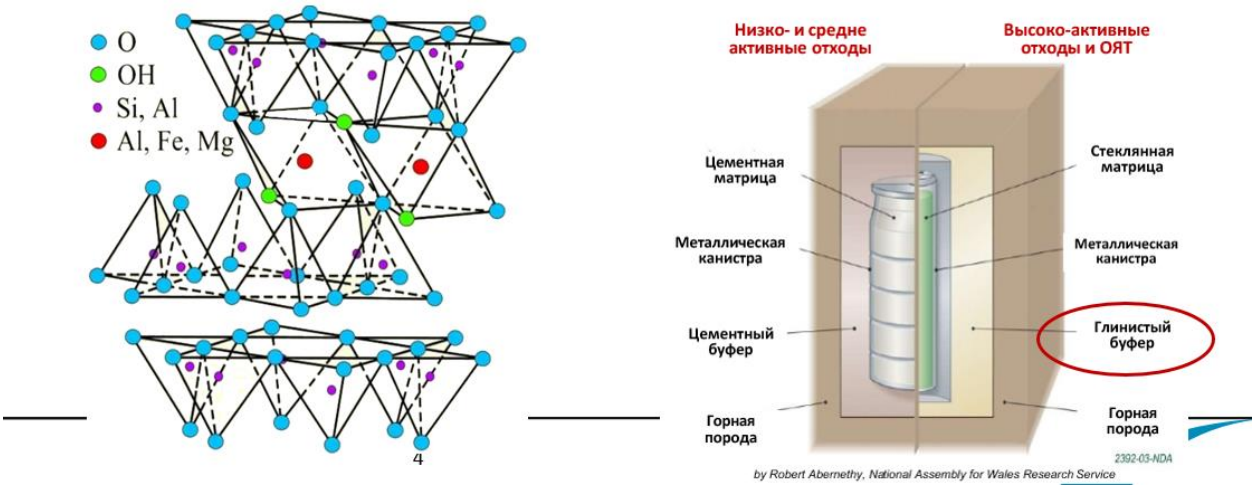



Рисунок 3 – Определяющие свойства бентонита

Определяющее свойство смектита, основного компонента бентонитовых глин – это очень низкая водопроницаемость. Другое важное свойство – это способность «самозалечивания» трещин. Потенциальные трещины, которые могут образоваться структуре барьера могут самозалечиваться в случае присутствие бентонита. Другой особенностью является неизменность свойств в течение длительного времени использования. Алюмосиликаты в очень широком диапазоне температур являются устойчивыми, не меняют своих свойств, и высокие поля ионизирующих излучений тоже не приводят к структурным изменениям и не приводят к изменению свойств этих материалов. Также для бентонитовых глин характерны высокие сорбционные свойства, о них тоже сегодня будет идти речь.

Рисунок 4 – Основные требования к инженерному барьеру (НП-055-14)

Основные требования к инженерному барьеру были сформулированы в НП-055-14, не буду здесь подробно останавливаться. Контакт упаковок РАО должен быть ограничен подземными водами, разрушению упаковок препятствовать при внешних воздействиях природного и техногенного характера, и самое важное, ограничивать распространение нуклидов во вмещающие породы установленным в проекте ПЗРО пределами. Три важнейшие характеристики - это фильтрационные и миграционные (противодиффузионные и сорбционные характеристики), которые требуется устанавливать, как для отдельных компонентов, так и тех смесей, которые возможно использовать на конкретных объектах.

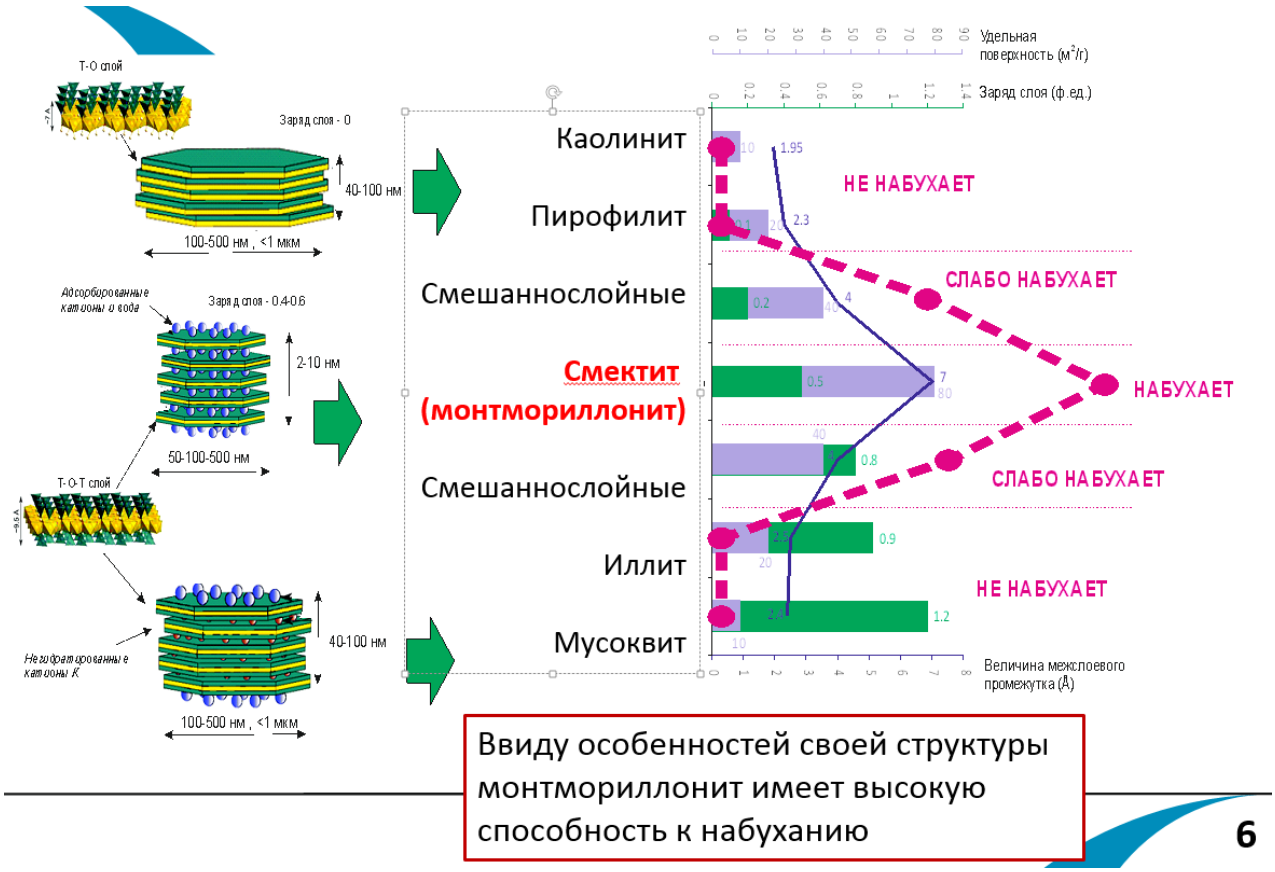



Рисунок 5 – Фильтрационные свойства различных минералов

Существует большое разнообразие промышленно разрабатываемых месторождений глин, при этом они сильно различаются по минеральному составу. Что очень важно - из всего этого семейства глинистых минералов, они здесь перечислены: коалинит, пирофилит и так далее, свойства очень сильно меняются в зависимости от структуры и состава слоев. В центре красным выделен, наверное, наиболее перспективный материал с точки зрения своих свойств, за счет того, что он обладает слоистой структурой, способен к набуханию, а его способность к набуханию сильно выше, чем любых других материалов и всех других глинистых минералов. Тонкая линия - это величина межслойного расстояния, которое в значительной степени отвечает за набухаемость и наличие обменных катионов, что во много определяет противофильтрационные и противомиграционные свойства.

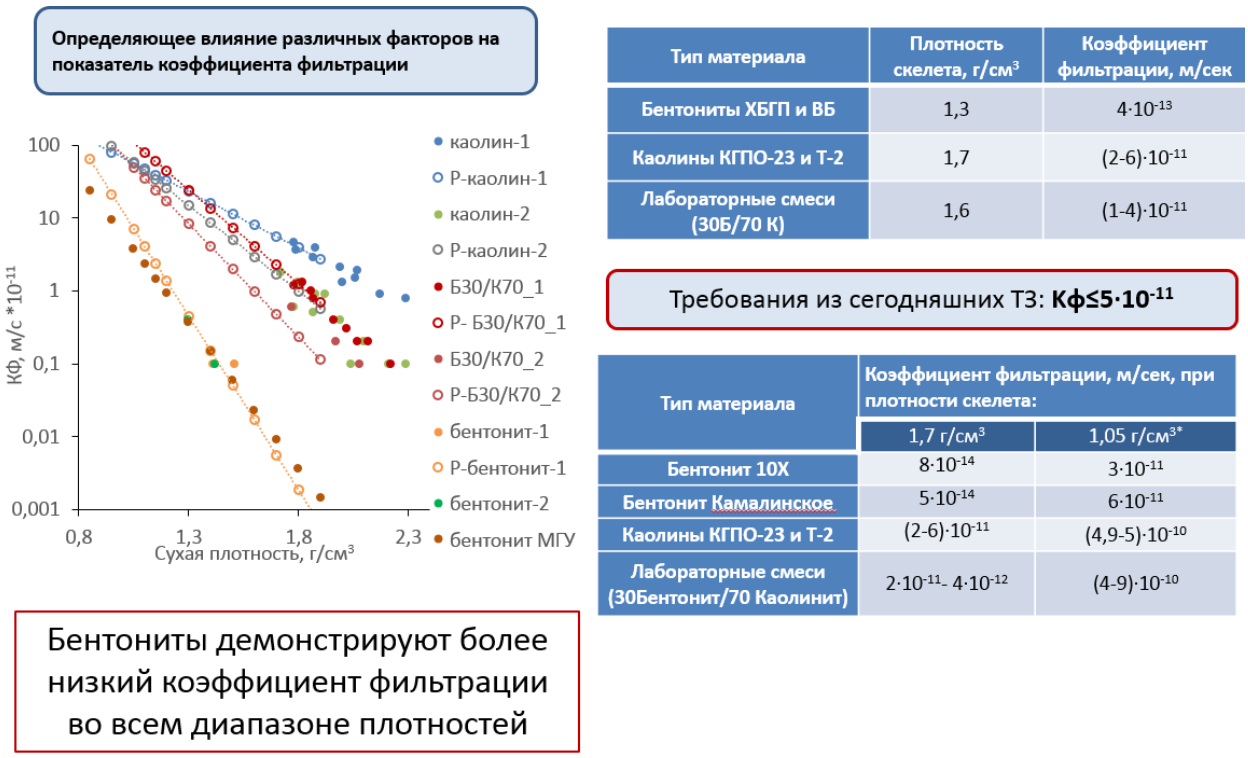



Рисунок 6 – Фильтрационные свойства смесей

Важнейшей характеристикой являются фильтрационные свойства. На рисунке приведены экспериментальные данные по значениям коэффициента фильтрации для различных глинистых минералов и их смесей, полученные в различных источниках. Насыпная плотность бентонита около 1 сразу дает коэффициент фильтрации $1 \cdot 10^{-11}$ м/сек. При этом настоящие требования в ТЗ, которое формируется сейчас при возведении различных объектов – это коэффициент фильтрации меньше либо равен $5 \cdot 10^{-11}$ м/сек, то есть даже неуплотненные бентониты и дают этот результат. Чистые каолины, к сожалению, такого конечно обеспечить не могут. При большем уплотнении каолина мы получаем коэффициент фильтрации лишь только $2\text{-}6 \cdot 10^{-11}$ м/сек. Смеси этих компонетнов лучше, но все равно получаются результаты порядка $10^{-11}$, то есть на грани технических требований. Таким образом, бентониты демонстрируют более низкий коэффициент фильтрации во всем диапазоне плотностей. Даже если мы говорим о неуплотненных материалах. Это же самое вы видите для двух плотностей, при уплотненном бентоните – коээфициент фильтрации уже $10^{-14}$, м/сек, что является превосходным значением.

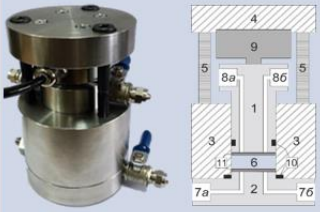
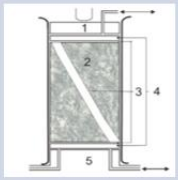
| № п.п. | 1 | 2 | 3 |
|---|---|---|---|
| Наименование | Ячейка фиксированного (постоянного) объема | Метод трехосного сжатия и ГОСТ 12248-2010 п.5.3 | Одометры без возможности бокового обжатия/деформации образца ГОСТ 25584 |
| Распространенность | Основной подход во всех зарубежных исследованиях<br>Реализована в МГУ им. М.В. Ломоносова (геологический факультет) | Проектируется в адаптации к глинистым материалам<br>Для определения $K_ф$ в стандартной комплектации используется редко | Используется в ИФХЭ РАН<br>- комплекс «АСИС» производства ООО «НПП «Геотек» |
| Описание установки | 1 – поршень, 2 – основание, 3 – корпус, 4 – упорная пластина, 5 – болты, 6 – камера для образца, 7а, б – нижний вход и выход, 8а, б – верхний вход и выход, 9 – тензометрический датчик, 10 – уплотнительные кольца, 11 – металлический пористый фильтр<br>  | <br>  <br>1 – верхний штамп, 2 – образец грунта, 3 – бумажные фильтры, 4 – пористые камни, 5 – нижний пьедестал | <br>1 - устройство осевого нагружения, 2 - нагнетатель для подачи жидкости и поддержания давления жидкости, 3 - одометр фильтрационный для испытаний образцов в условиях одномерной деформации с возможностью измерения величины деформации и порового давления. |
| Размер образца | диаметр – 30-50 мм, высота – 5-20 мм. | диаметр (d) ≥ 35 мм, высота – 1,85-2,25d | диаметр – 71,5 мм, высота – 20,5 мм |

Рисунок 7 – Решение методических вопросов определения давления набухания и коэффициента фильтрации

Для чего нужен научный подход - программа, о которой говорил Игорь Иннокентьевич, упомянув самом конце объединение ученых из Росатома, из самых различных организаций Российской академии наук, из университетов – необходима для того чтобы выработать единые методики, подходы к исследованию глинистых материалов и составить полноценную широкую базу данных по этим материалам. Хранимые в ней данные можно было бы использовать в зависимости от того, какой объект предполагается создавать, проектировать. Один из примеров характеристики, для которой необходио разработать ндежную методику определения - это давление набухания, за что всегда бентониты критикуются. Якобы бентонит при набухании будет иметь огромное внутреннее давление, которое может разрушить конструкционные материалы. Подходы методические к определению этого свойства на сегодняшний день очень различаются. Существует по меньшей мере три методических подхода, которые могут быть использованы для исследования процессов давления набухания, они принципиально различны. Если скажем метод ячейки фиксированного объема - это в фиксированный объем засыпается бентонит, намачивается, дальше смотрим давление по датчику давления, какое давление создается этим образцом бентонита либо любой другой глиной. Метод трехосного сжатия – это всестороннее давление, смотрится, какое давление нужно создать на образец, чтобы сохранить его в тех же самых объемах. Третий подход - это одометры без возможности бокового сжатия/деформации, когда объем не фиксирован, мы опять давим и смотрим, какое давление нужно придать для того чтобы этот образец бентонита сохранял тот объем, который был исходно.

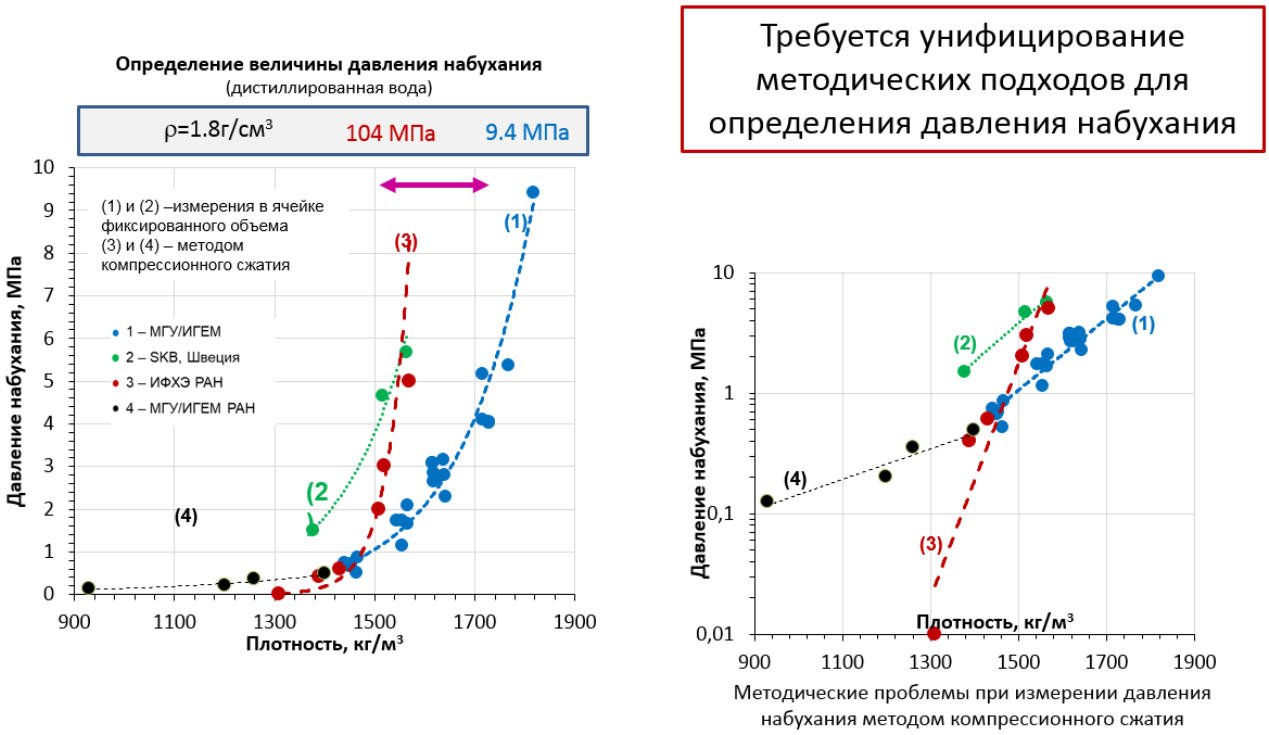



Рисунок 8 – Давление набухания – различные методики определения

С использованием этих различных подходов были проведены измерения. Исследования сделаны при разных плотностях, для разных материалов, в разных лабораториях, разных странах. 1 и 2 - измерения сделаны в ячейке фиксированного объема, 3 и 4 - это методом компрессионного сжатия. Что получается, мы начнем экстраполируем эти данные к высоким плотностям и пытаемся определить давление набухания. При уплотнении до 1,8 г/см$^3$ при использовании метода компрессионного сжатия получается давление больше 100 мегапаскалей, а при использовании метода изменения ячейки фиксированного объема получаем всего 9 мегапаскалей. Это совершенно принципиально различия что свидетельствует о том, что требуется унификация методических подходов для определения давления набухания критически важна.

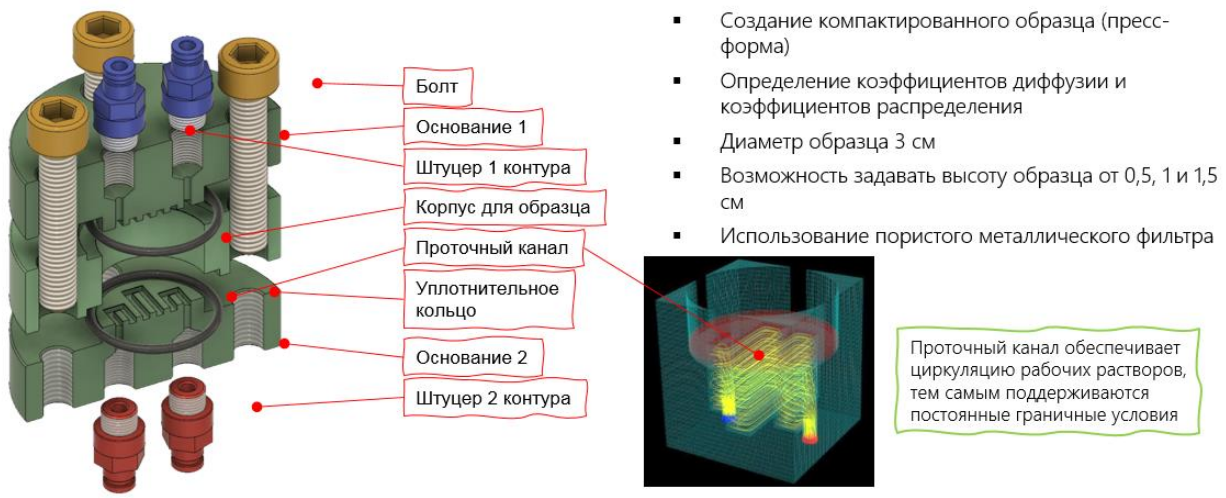



Рисунок 9 – Диффузионная ячейка

Другой важнейшей характеристикой являются диффузионные свойства. Здесь я не буду подробно останавливаться. На картинке показан вид диффузионной ячейки, как это устроено. Различные материалы могут быть исследованы с её помощью.

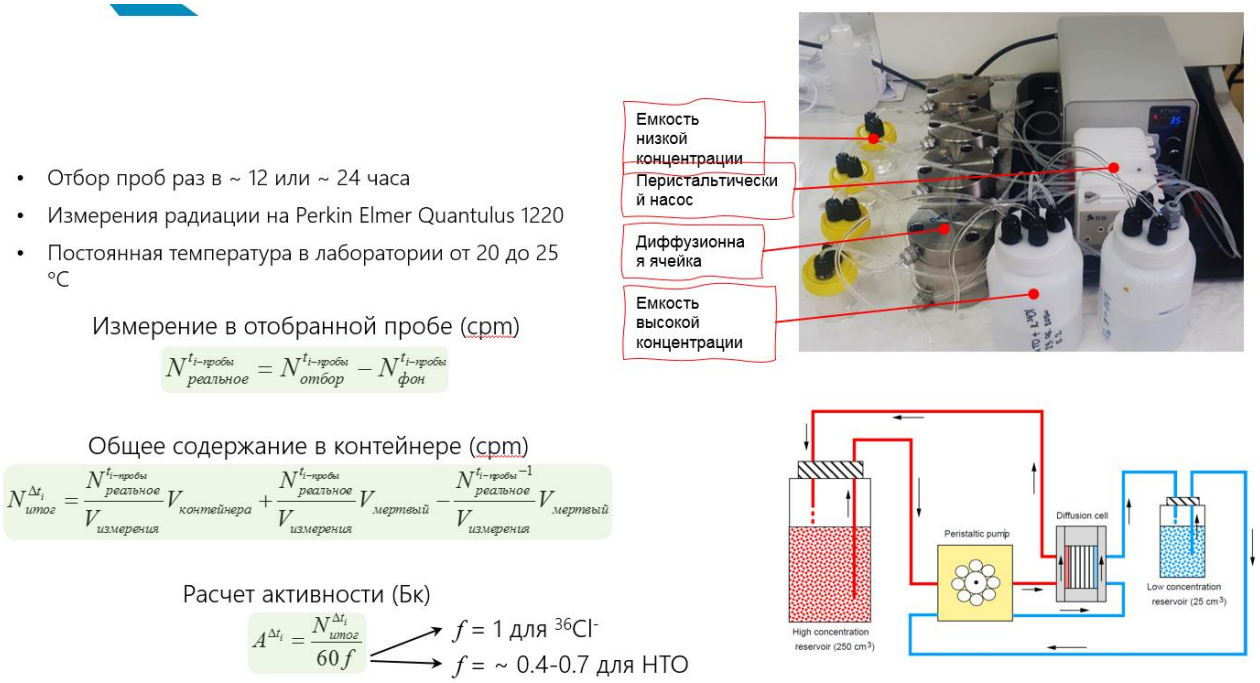
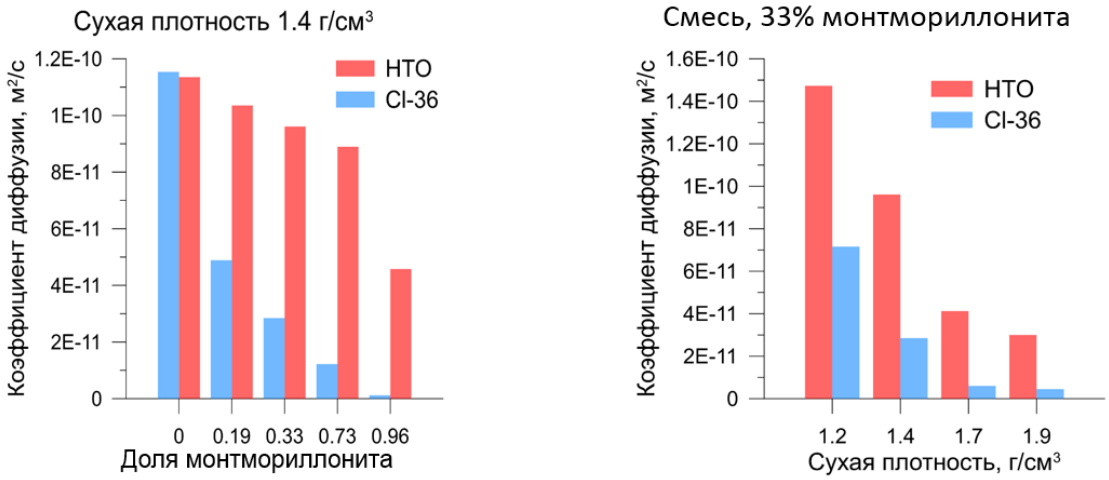



Рисунок 10 – Реализация диффузионного эксперимента

Вы видите фотографии непосредственно нескольких ячеек с разными материалами. Исходный радиоактивный раствор, содержащий те или иные метки, контактирует с исследуемым образцом. Происходит диффузия - миграция вещества из области с большей концентрацией в область с меньшей концентрацией. Этот объем он является большим, то есть он фактически неизменный. У нас постоянные граничные условия. Мы переодически

отбираем пробы раствор с другой чистой стороны, т никакого конвективного переноса и давления нет.




1. С увеличением доли монтмориллонита в барьерной смеси коэффициенты диффузии уменьшаются
2. С увеличением сухой плотности коэффициенты диффузии уменьшаются
3. С увеличением доли монтмориллонита, коэффициенты диффузии аниона Cl-36 существенно уменьшаются. Данная тенденция будет характерна для всех анионов ($Cl^-$, $I^-$, $CO_3^{2-}$ , $SeO_4^{2-}$, $TcO_4^-$)

Рисунок 11 – Влияние доли монтмориллонита и сухой плотности

Интереснейшие результаты, которые были получены, здесь на этих графиках. Было варьировано два параметра. С одной стороны, при фиксированной плотности мы меняем долю монтмориллонита и вот вы видите насколько сильно влияние для такого иона, как хлор-36, то же самое, а может быть в большей степени, для технеция, для углерода-14, для очень многих анионных показателей. Вы видите, насколько сильно влияние доли монтмориллонита, который относится к группе смектитов, и который является основным компонентом бентонита, на коэффициент диффузии. Резкое падение его наблюдается и для трития, который введен в виде тритированной воды, то есть это именно диффузию самой воды. И с другой стороны, вы видите, что плотность является важнейшей характеристикой. Справа на картинке вы видите, что при увеличении уплотнения, наблюдается существенное уменьшение коэффициента диффузии. Это порядок с лишним разницы как по коэффициенту диффузии для воды, так и соответственно для хлора, который был добавлен в виде хлорид аниона. С увеличением доли монтмориллонита барьерной смеси коэффициент диффузии уменьшается, а также уменьшается с увеличением сухой плотности. Наиболее существенно это проявляется для анионных

форм анионных форм хлора, йода, карбоната соответственно углерода 14, селена, технеция и так дале.

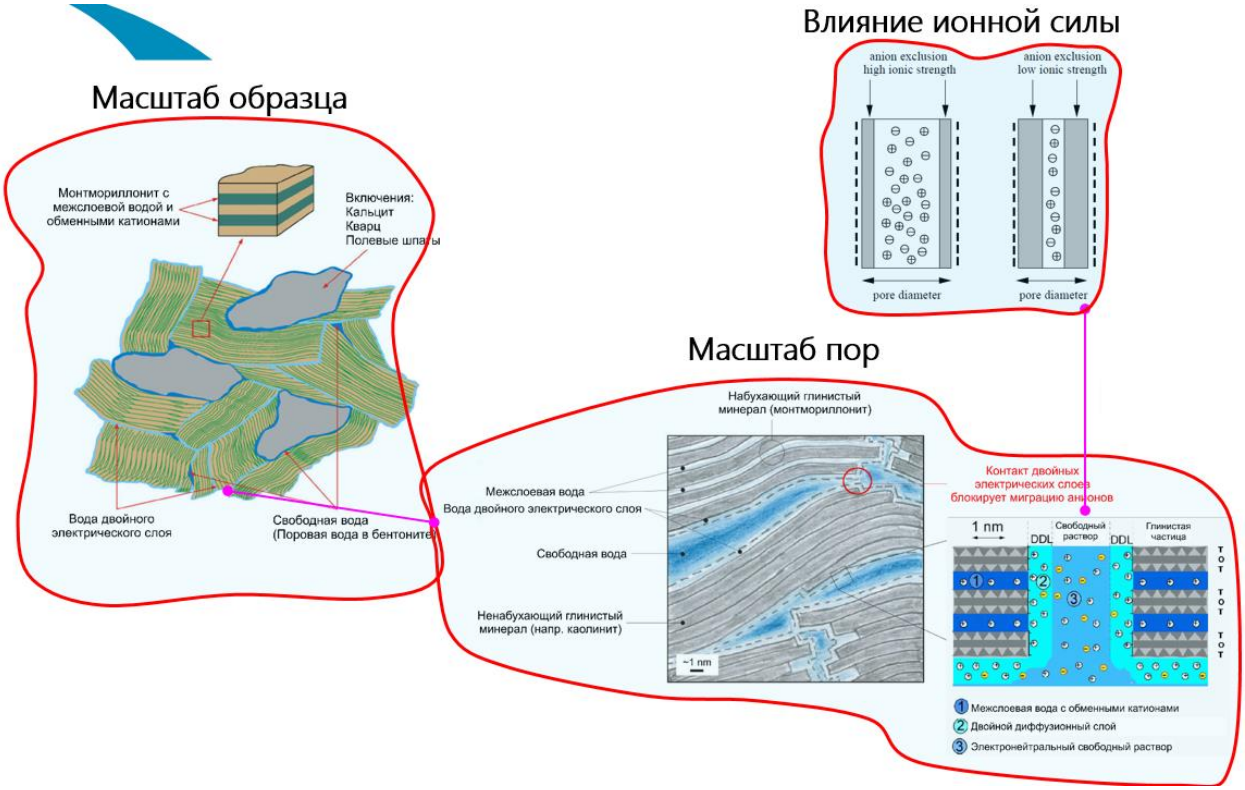
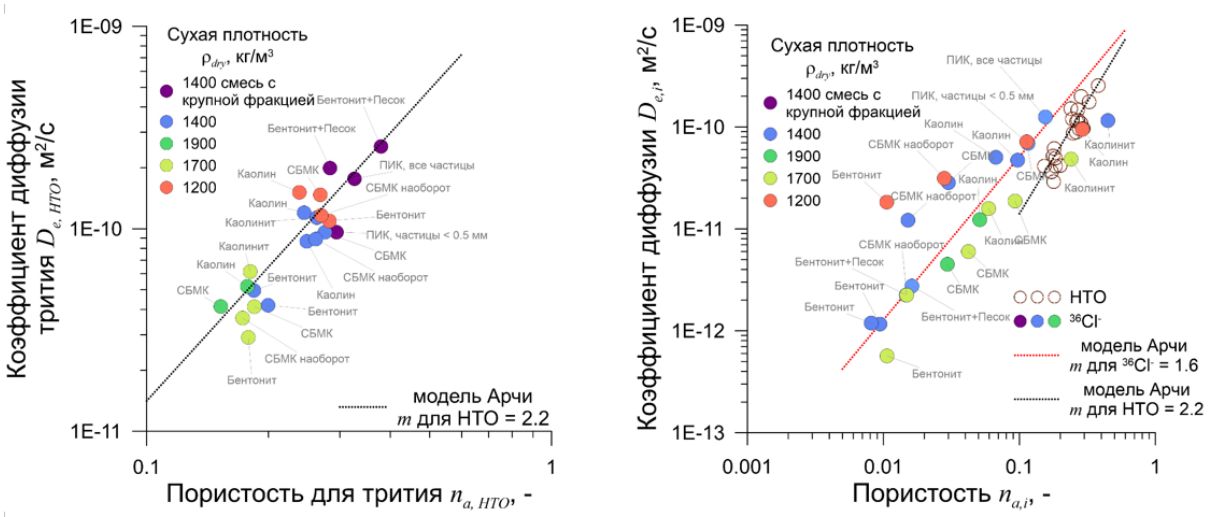



Рисунок 12 – Предпосылки анионного исключения

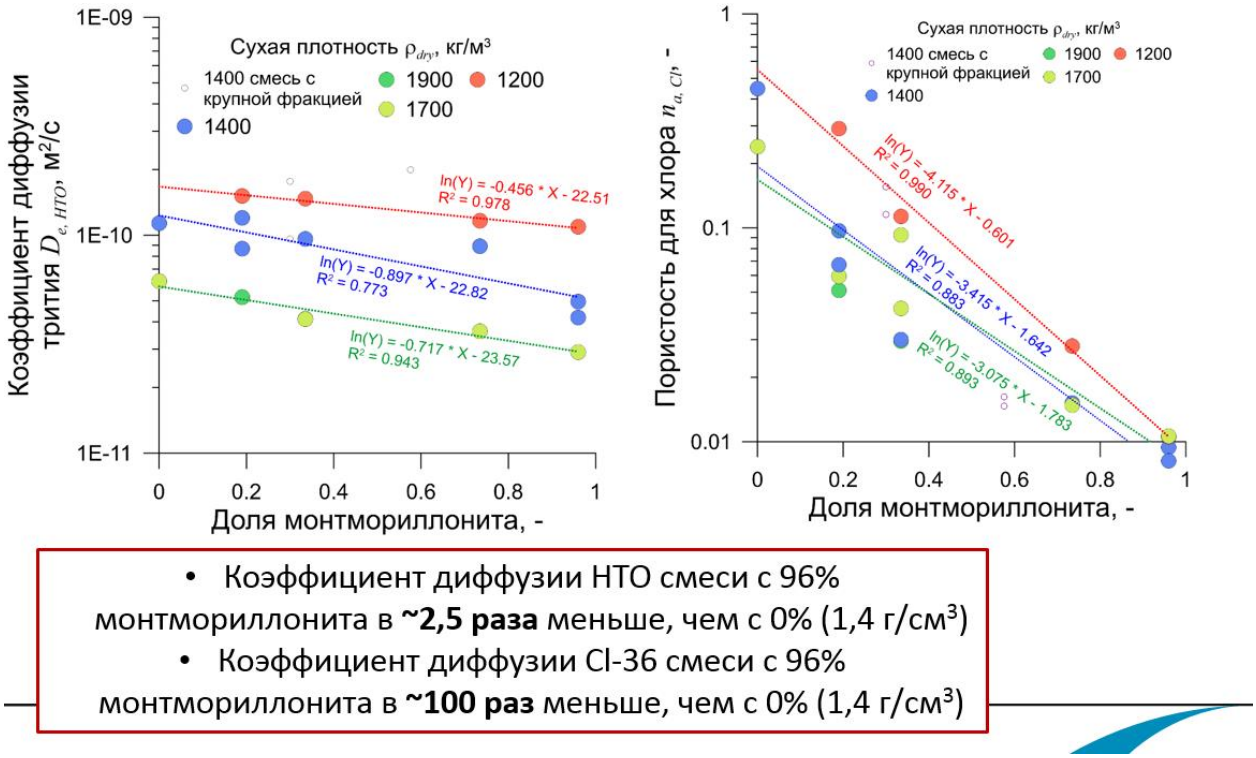
Научное объяснение этому явление — это так называемое, анионное исключение. Поскольку смектитовые слои заряжены отрицательно, происходит отталкивание анионов и невозможность их диффузии в межслоевом пространстве набухающих глинистых минералов.




Полученные экспериментальные коэффициенты диффузии хорошо описываются моделью Арчи с параметрами $m$=1,6 для Cl-36 и $m$=2,2 для HTO, что позволяет прогнозировать коэффициенты диффузии новых смесей

Рисунок 13 – Соответствие эмпирическим уравнениям

Полученные данные были систематизированы. Для чего эти данные, чем они хороши? Хороши они тем, что это попытка систематизировать, мы можем зависимости от плотности, от состава, предсказывать, каков будет коэффициент диффузии, по тем или иным компонентам в зависимости от соответственных условий, в зависимости от конкретного образца. Полученные экспериментальные коэффициенты диффузии хорошо описываются моделью Арчи, не буду останавливаться сейчас на деталях. Но главное, что эти данные позволяют прогнозировать коэффициенты диффузии любых новых смесей глинистых минералов, либо индивидуальных компонентов.




- Коэффициент диффузии HTO смеси с 96% монтмориллонита в **~2,5 раза** меньше, чем с 0% (1,4 г/см³)
- Коэффициент диффузии Cl-36 смеси с 96% монтмориллонита в **~100 раз** меньше, чем с 0% (1,4 г/см³)

Рисунок 14 – Влияние доли монтмориллонита на диффузию HTO и Cl-

С одной стороны, тритий, слева, справа это хлор, доля монтмориллонита, коэффициент диффузии соответственно. Здесь наблюдается что коэффициент диффузии трития, в случае исследования барьерной смеси, состоящий на 96 % из монтмориллонита, в два с половиной раза меньше, чем, когда монтмориллонита нет. Тогда как для хлора различие между этими образцами уже составляет два порядка величины в коэффициенте диффузии.

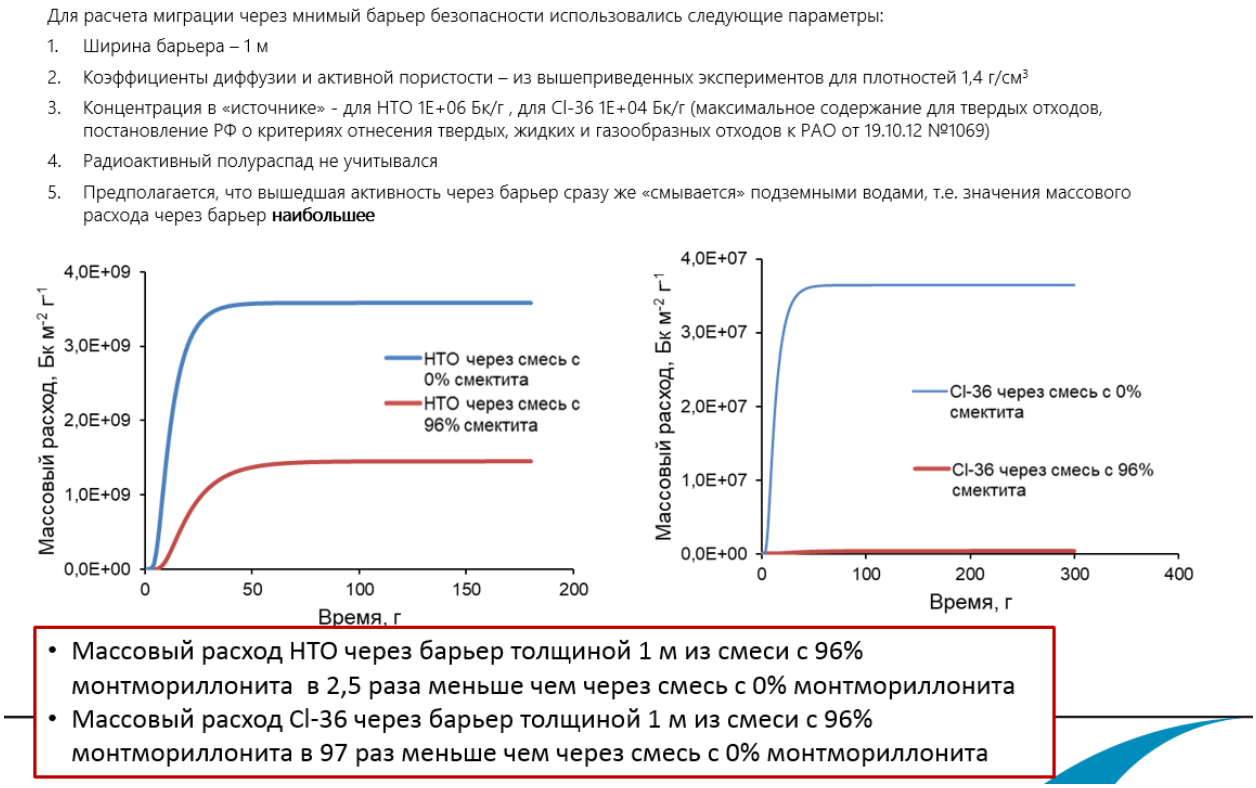


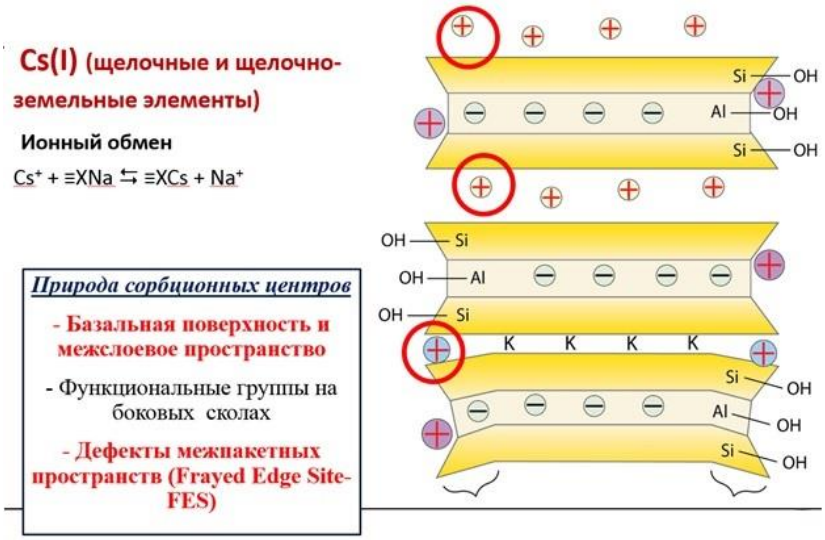

Рисунок 15 – Аналитический расчет миграции через барьер

К чему это приводит? Приводит к тому, что мы можем рассчитать массовый расход загрязнителя. На рисунках примеры для анионной формы хлора, и тритиевой воды. На основе полученных данных был рассчитан в зависимости от опять же от состава поток из барьера. Так массовый расход трития через барьер толщиной 1 метр из смеси из 96 % монтмориллонита в 2,5 раза меньше, чем через слой с нулем процентов монтмориллонита. То же самое для хлора, уже опять два порядка по разнице. Мы можем исходя из толщины барьера и свойств этого барьера, в данном случае модель не учитывает, что идет радиоактивный распад,расчитать потенциальный выход радионуклидов. Для хлора разительное отличие между тем, есть смектит в барьере либо нет.

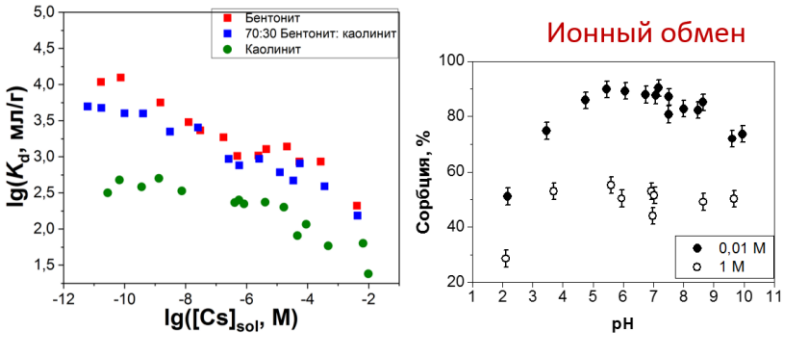
В конце несколько слов про сорбционные свойства. Как химик, я вот принципиально хотел бы отметить момент - все радионуклиды, их поведение, их сорбция, соответственно коэффициент распределения сильно различаются между собой. Поэтому коэффициент распределения будет иметь колоссальный разброс в зависимости от того в каких условиях проводится эксперимент, будь то состав самого образца, будь то свойства раствора. Нельзя коэффициент распределения унифицировать каким-то образом, его аппроксимировать либо соответственно коррелировать с другими компонентами, таким как нитраты и так далее. У каждого химического элемента уникальные свойства. Так, например, для цезия и других щелочных и щелочноземельных элементов основным

механизмом взаимодействия с глинистыми минералами является ионный обмен. Это приводит к тому, что становится важно присутствие смектита, который обеспечивает эти катионообменные свойства. Из всей совокупности сорбционных центров, кружочками обведены наиболее важные в данном случае: межслоевое пространство и дефекты межпакетных пространств.

А)




Б)




Сорбция Cs значительно увеличивается с увеличением содержания монтмориллонита в смеси

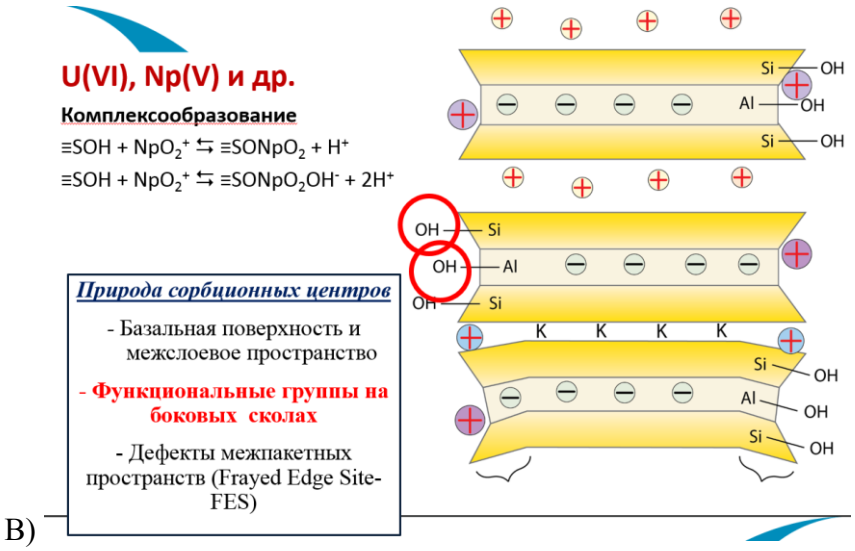



Рисунок 16 – Сорбционные свойства

В результате коэффициент распределения цезия сильно зависимости от образца, от того, сколько в нем смектита, чистый это бентонит или смесь. Крайне сильно различаются коэффициент распределения от присутствия смектитовых глин и их отсутствия в широком диапазоне концентраций: от следовых концентрации $10^{-11}$ , которые можно в дальней зоне ожидать, до достаточно высоких концентраций в случае. Поскольку взаимодействие идет по механизму ионного обмена вы видите влияние присутствия натрия очень сильное. Натрий выступает как конкурент с цезием за одни и те же сорбционные центры.

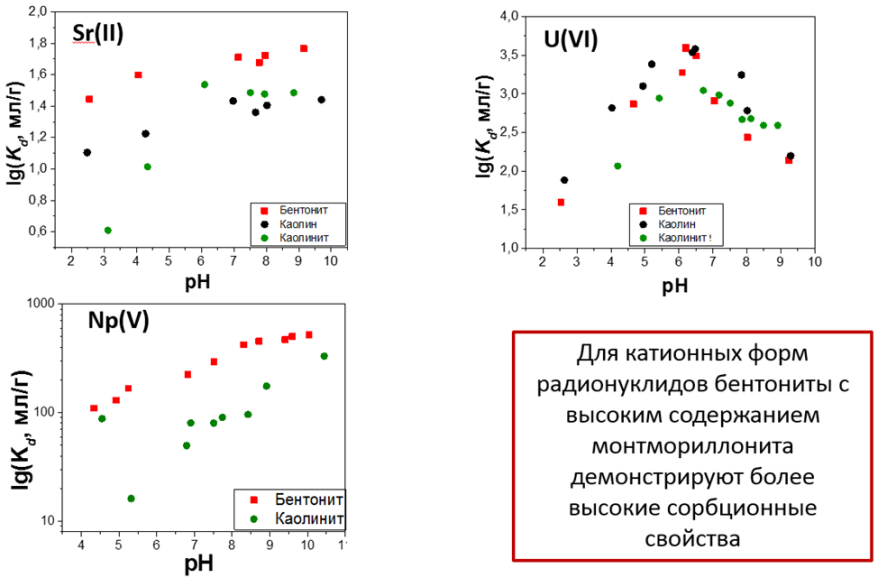



Рисунок 17 – Сорбция радионуклидов на различных глинах

Всё очень сильно меняется, если рассматривать такие катионы, такие радионуклиды, как уран, нептуний, европий, кобальт и многие другие. Здесь начинают работать функциональные группы на боковых сколах, то есть это обмен вот с этими

протонами ОН-групп силанольных и алюминольных группы. У записанных здесь реакций принципиально другой механизм сорбции.

Если будем сравнивать стронций, уран и нептуний, то видим, что с одной стороны очень большая разница для стронция, нептуния от того какая глина используется. Есть ли вот эти вот обменные с одной стороны для стронция и с другой стороны эти алюминольные, силанольные группы для нептуния. Для урана совершенно другая зависимость. Здесь не очень выраженная зависимость от того, какой образец мы берем будь то бентонита или каолинит, они все примерно дают одинаковый коэффициент распределения. но вы видите какая существенная зависимость наблюдается от значения pH. То есть химические свойства катионовопределяют в данном случае сорбционные свойства. Это уменьшение при pH больше 7 соответственно определяется тем, что происходит комплексообразование с карбонатами в растворе.

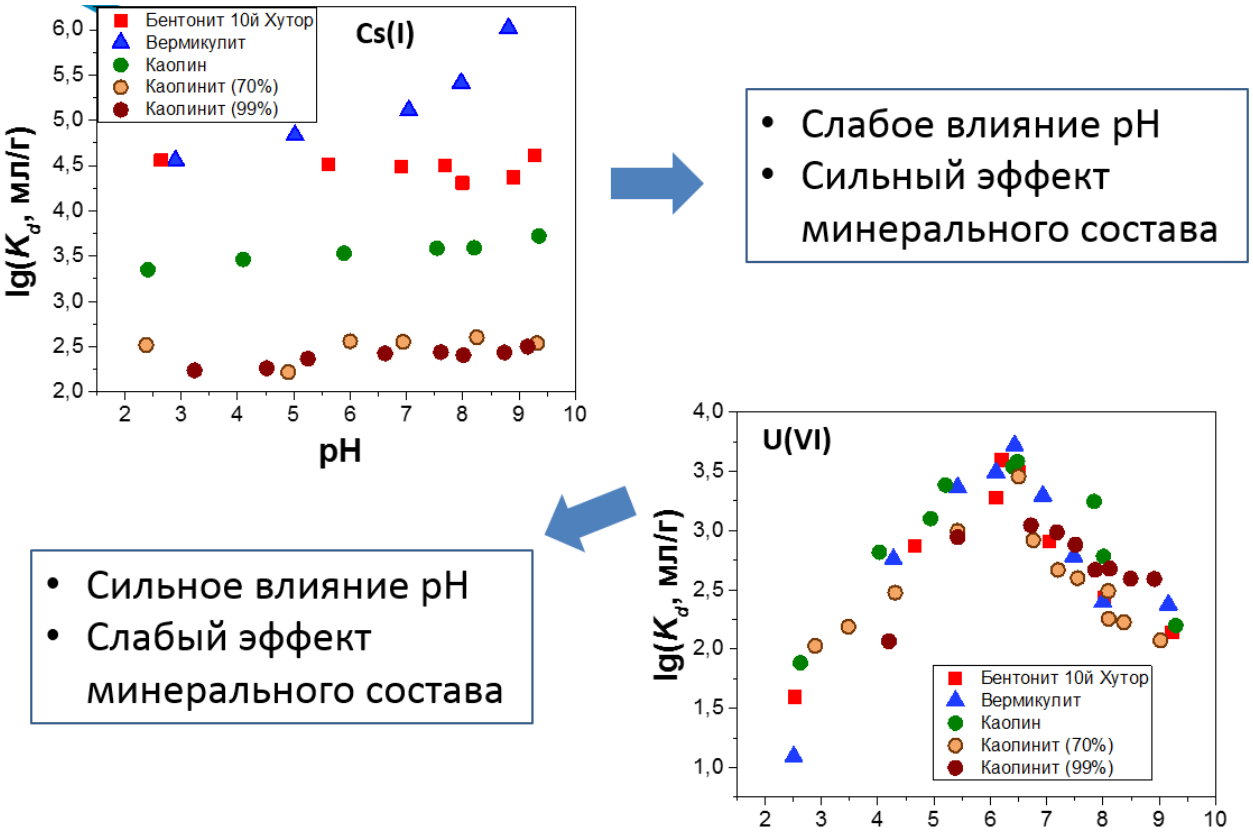



Рисунок 18 – Влияние минерального состава на сорбцию

Влияние минерального состава я хотел бы еще раз продемонстрировать, какой-то степени воспроизводит предыдущие результаты. Разные образцы, для цезия в зависимости от того какой мы берем по составу, определяет это опять же свойствами, обменными катионами, присутствием смектитов в структуре тех или иных глин. вы видите у нас различие получается порядке величины в коэффициент распределения. При этом на

сорбцию практически не влияет значение pH. То есть в широком диапазоне pH не влияет на коэффициент распределения, только минеральный состав. В отличие, например, от урана, у которого совершенно другая химия. Для урана различные образцы показывают очень близкие значения коэффициента распределения, они не сильно различаются, но очень сильное влияние pH, что определяет свойства этого катиона.

Выводы, которые я хотел бы сделать. Во-первых, было показано, что бентонитовой глины демонстрируют более низкий коэффициент фильтрации во всем диапазоне уплотнений. Важнейшей вещью, второе, что было показано, что с увеличением доли монтмориллонита в барьерной смеси и с увеличением сухой плотности уменьшаются коэффициенты диффузии. Если для трития это всего два с половиной раза, то порядке величины два порядка для хлора и то же самое будет в порядке величины различия для других анионов.

Бентонит демонстрирует более выгодные сорбционные свойства в случае катионов радионуклидов, особенно цезия и стронция, которые очень чувствительны к примесям, к наличию обменных сорбционных центров, которые есть в смектите. При минимальной разнице в случае, например, таких элементов, как уран.

Поэтому при захоронении РАО рекомендуется применять природные смеси глин с высоким содержанием монтмориллонита, который заведомо покрываетвсе необходимые свойства.

Сейчас продвигается программа научно-технического обеспечения работ по обоснованию выбора глинистых материалов, применяемых при реализации проектов заключительной стадии жизненного цикла объектов использования атомной энергии. Очень надеемся обобщить весь этот огромный опыт, который накоплен в самых различных организациях, и на основе него разработать соответствующую нормативную документацию, которую можно было бы уже применять при проектировании пунктов захоронения, различающихся по радионуклидному составу, по условиям создания и так далее. Очень надеюсь, что удастся с коллегами, которые услышат меня, поработать в рамках этой сейчас предлагаемой программы.

# НОВЫЕ РАЗРАБОТКИ В ОБЛАСТИ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ В РАМКАХ ЕДИНОГО ОТРАСЛЕВОГО ТЕМАТИЧЕСКОГО ПЛАНА ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»

Смирнов В.П.

академик РАН, научный руководитель

*АО «Наука и инновации», г. Москва*

Спасибо большое за предоставленную возможность выступить с докладом, посвященным новым разработкам в области ядерной медицины, реализуемым в рамках Единого отраслевого тематического плана Госкорпорации «Росатом», на этой конференции. Строго говоря, он, конечно, не относится напрямую к радиационной безопасности – основной тематике конференции, но тем не менее, считаю, что он исключительно важен.

Хочу коротко познакомить вас с тем, что происходит сейчас в рамках приоритетного направления научного и технологического развития «Ядерная медицина» Госкорпорации «Росатом». На первом слайде вы можете видеть содержание доклада. Мы начнем с источников радиационного облучения в лучевой и ядерной медицине, которые вы все прекрасно знаете, но тем не менее я их упомяну. Скажу несколько слов о том, что такое ядерная медицина, и как в Госкорпорации «Росатом» мы собираемся ее развивать, о новых разработках, которые ведутся в рамках тематического плана. И в конце – несколько слов о повестке нашей секции.

Ситуация обстоит так, что, обладая максимумом знаний о взаимодействии ионизирующего излучения с веществом, в том числе с биологическими системами, в Госкорпорации «Росатом» ранее не проводилось систематических работ, напрямую связанных с медициной. Сегодня определение 11 главных приоритетных направлений научного и технологического развития Госкорпорации «Росатом» включает в себя ядерную медицину. Отмечу, что под ядерной медициной мы подразумеваем не только использование ионизирующих излучений и радиоизотопов в медицинских целях, но и лазерные, плазменные, пучковые технологии и многие другие. Мы на этом немножко остановимся. Но все-таки «стержнем» этого направления являются работы именно по ядерной медицине.

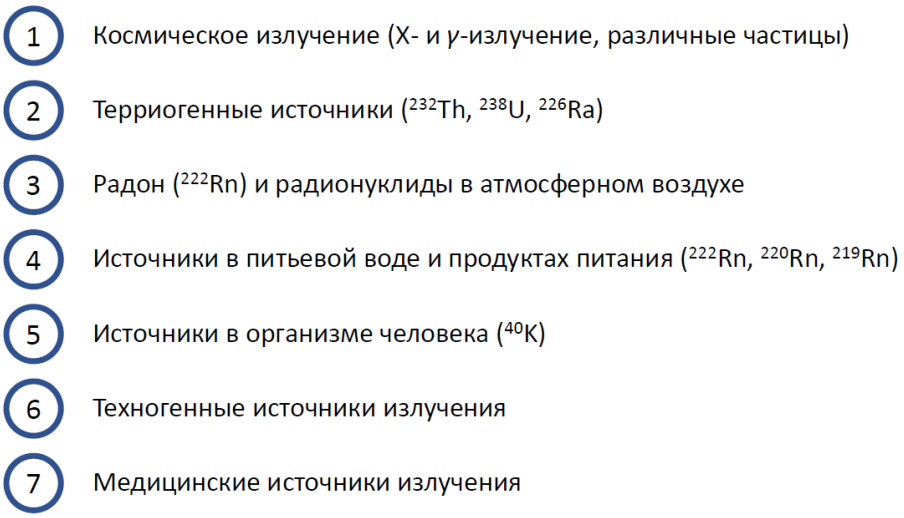



Рисунок 1 – Основные источники ионизирующего излучения.

На данном слайде представлены основные источники ионизирующего излучения естественного и антропогенного происхождения. Медицинские источники излучения сегодня являются одним из ключевых факторов лучевого воздействия на человека.

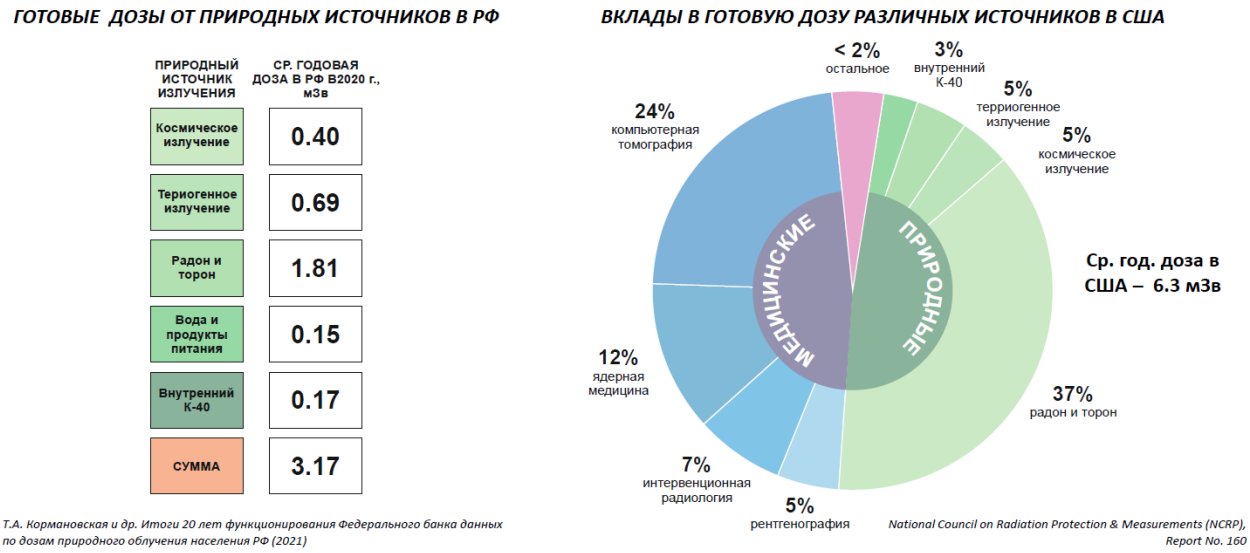
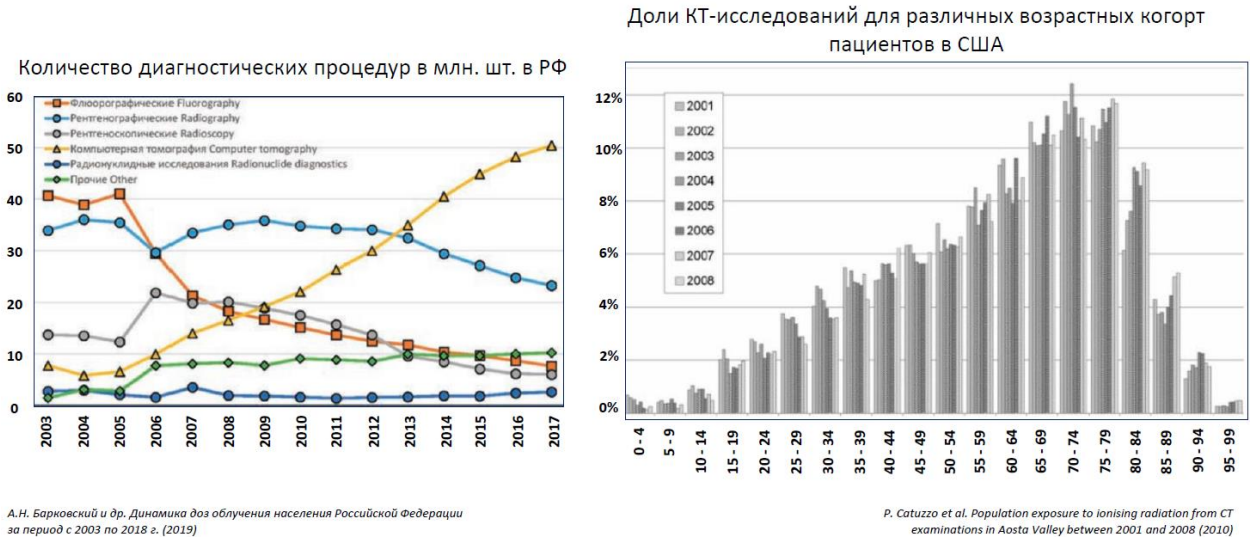



Рисунок 2 – Распределение дозовой нагрузки от различных источников ионизирующего излучения на примере статистических данных РФ и США

Следующий слайд демонстрирует распределение вкладов в годовую дозу различных источников излучения в РФ и в США. В левой части слайда представлены данные о вкладе природных источников излучения в РФ, а в правой части – сопоставление вкладов природных и медицинских источников в США. Можно видеть, что медицина дает весьма весомый вклад в дозовую нагрузку: в среднем примерно 48% из 6.3 мЗв за год. Причем наибольшую роль играет компьютерная томография. В РФ в настоящее время

объемы проводимых процедур конечно меньше, но имеется четких тренд на увеличение как диагностических, так и терапевтических процедур с использованием ионизирующего излучения. Таким образом, задача защиты человека от излишнего облучения весьма актуальна.




*А.Н. Барковский и др. Динамика доз облучения населения Российской Федерации за период с 2003 по 2018 г. (2019)*

*P. Catuzzo et al. Population exposure to ionising radiation from CT examinations in Aosta Valley between 2001 and 2008 (2010)*

Рисунок 3 – Статистика медицинских радиационных исследований на примере РФ и США

Некоторые статистические данные представлены на следующем слайде. В левой части показано количество диагностических процедур, выполняемых с 2004 по 2017 годы в РФ. Особенно выделяется кривая, демонстрирующая количество процедур с использованием компьютерной томографии. Согласно представленным данным в 2017 году число процедур составляло около 50 млн за год. В правой части слайда представлены данные по частоте применения компьютерной томографии у различных возрастных групп в США. Исходя из этих данных, и учитывая демографическую ситуацию, мы можем констатировать, что в развитых странах существует устойчивый тренд на увеличение числа процедур.

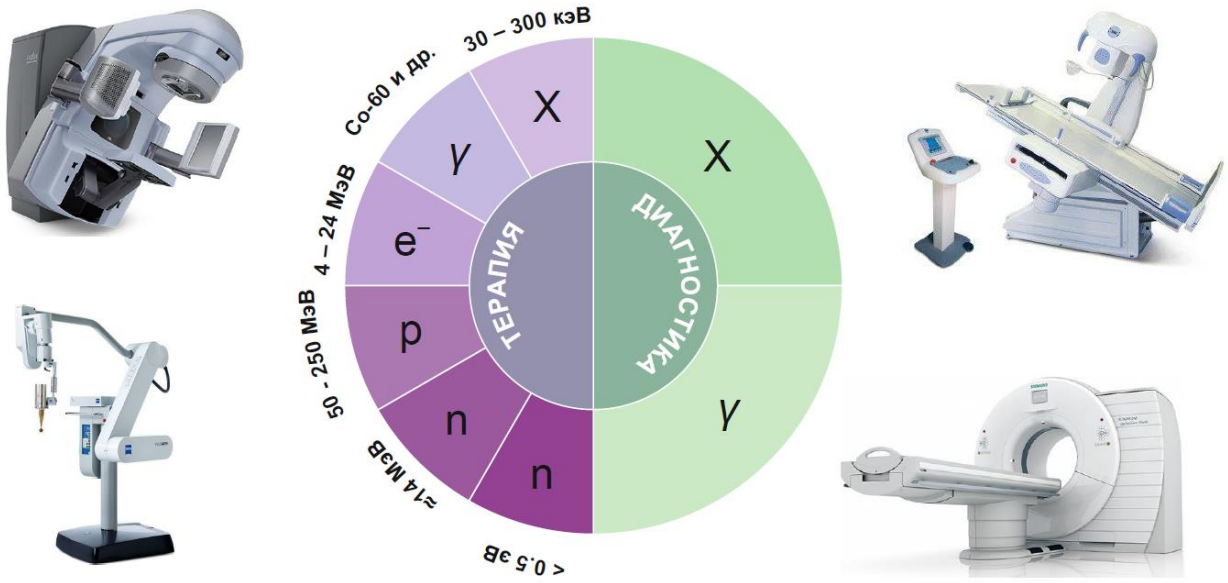



Рисунок 4 – Основные медицинские источники ионизирующего излучения

На следующем слайде показаны основные источники ионизирующего изучения в медицине. Их можно разделить на две основные группы: источники для диагностики и источники для терапии. Основным излучением являются фотоны. Также весьма широко распространены электроны, иные частицы (протоны, нейтроны, ионы и др.) – используются значительно реже. В качестве примера наиболее распространённых установок в левом верхнем углу изображен классический линейный ускоритель для проведения дистанционной лучевой терапии, в правом верхнем углу – установка для проведения рентгеновской диагностики, внизу соответственно – комплекс электронной брахитерапии, применяемый в том числе для интраоперационной лучевой терапии (этот тип установок только начинает активное внедрение в клиническую практику), а также традиционный компьютерный томограф. Кроме того, существует значительный вклад от использования радиофармпрепаратов.

Таким образом, учитывая сказанное ранее, в рамках развития ядерной медицины основной задачей является снижение дозы излучения, получаемой пациентом при выполнении терапевтических или диагностических процедур. С этим связанно довольно много проблем, в частности – увеличение чувствительности приборов для лучевой диагностики. Что вызывает необходимость в новых детекторах, регистрирующих элементах и повышении качества программного обеспечения. Еще одни ключевой аспект –повышение точности дозиметрического планирования, выполняемого перед проведением лучевой и радионуклидной терапии. В последнем случае эта особенно сложная задача, поскольку необходимо учитывать биораспределение каждого препарата в отдельности.

Одним из подходов к снижению дозовой нагрузки может быть сочетанное использование радионуклидов для диагностических и терапевтических целей. В настоящее время в научной литературе это направление получило название тераностики. Снижение дозовой нагрузки на пациента возможно в том числе при использовании радиобиологических преимуществ отдельных методом лучевой терапии. Так, например, наименьшее воздействие на здоровые ткани при облучении пациента может быть достигнуто при использовании пучков протонов и ионов. К сожалению, таких медицинских комплексов на сегодняшний день мы имеем совсем немного. Еще одним любопытным методом является так называемая flash-терапия. Этот подход подразумевает доставку терапевтической дозы за чрезмерно малый промежуток времени. Оказывается, что здоровые ткани могут быть значительно менее чувствительными к этой такому режиму облучения. Однако этот метод находится в состоянии исследования и весьма далек от практического выхода.

Рисунок 5 – Единый отраслевой тематический план Госкорпорации «Росатом»

Несколько слов о том, как построена работа по развитию ядерной медицины в Госкорпорации «Росатом». В последнее время сложилась ситуация, которая очень благоприятно сказывается на развитии этого направления. Огромный положительный вклад в развитие вносят работы Единого отраслевого тематического плана Госкорпорации «Росатом». Перспективные проекты, выполняемые в рамках тематического плана, посвящены разработке аппаратуры и технологий ядерной и высокотехнологичной медицины. В ряде случаев работы были начаты практически с идеи, но во всех случаях без исключения по уровню готовности проекты тематического плана направлены на конечного медицинского потребителя. Работы ведутся в сотрудничестве с институтами

Российской академии наук, с вузами, прежде всего, с МИФИ, с НИЦ «Курчатовский институт», организациями Минздрава и ФМБА России. Сегодня в рамках развития направления «Ядерная медицина» выполняется 39 проектов, из которых 12 напрямую связаны с использованием ионизирующего излучения в медицинских целях.

Приведу примеры некоторых выполняемых в рамках тематического плана проектов. Одним из подходов к снижению дозы на здоровые ткани при одновременном увеличении отклика опухолевых клеток на облучение является использование радиосенсибилизаторов. Для этого в опухоль необходимо доставить определенный препарат, способный избирательно увеличивать чувствительность клеток лучевому воздействию. В проекте, выполняемом в ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, в качестве такого препарата выступают наночастицы с высоким атомным номером, способные специфично увеличивать поглощаемую в опухоли дозу электромагнитного излучения. Испуская вторичное излучение под действием пучка первичных фотонов такие наночастицы могут в разы увеличить эффективность лучевого воздействия и существенно снизить продолжительность курса терапии.

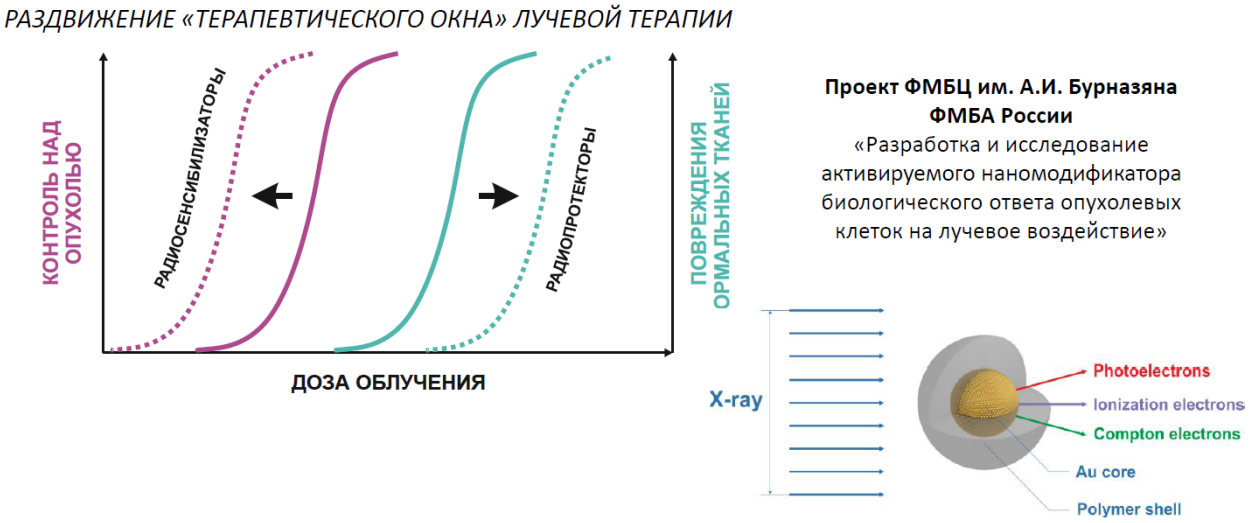



Рисунок 6 – Снижение дозовой нагрузки на пациента за счет использования радиомодификаторов

Для защиты здоровых тканей могут быть использованы радиопротекторы, которые позволяют уменьшить чувствительность перифокальных тканей к облучению. В результате использования радиопротекторов и радиосенсибилизаторов оказывается возможным значительно раздвинуть терапевтическое окно лучевой терапии, увеличив тем самым контроль над опухолью с одной стороны, а с другой – снизив нагрузку на окружающие опухоль ткани.

Рисунок 7 – Таргетная доставка радионуклидов

Крайне важным направлением является адресная доставка радионуклидов. Такие работы в настоящее время проводятся в НИЦ «Курчатовский институт» и МИФИ. Здесь в качестве таргетирующих агентов могут быть использованы как наноматериалы, так и молекулярные агенты, которые связывая радиоизотоп, доводят его до цели облучения. Сюда же можно отнести и тематику лучевой тераностики.

Рисунок 8 – Лучевая тераностика

FLASH-терапия показала эффективность на некоторых видах опухолей. Резюме экспериментов по применению фотонной FLASH-терапии *in vivo:* успешные локализации – зеленый, не успешные – красный.

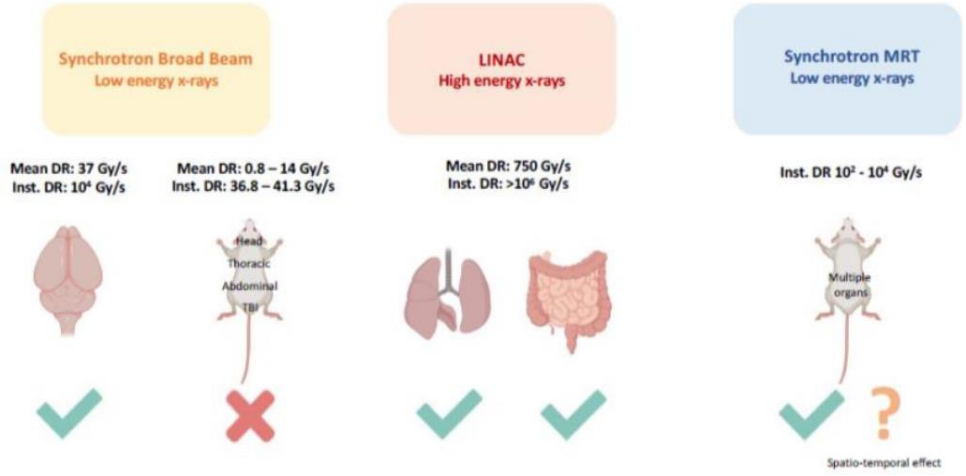



Рисунок 9 – Лучевая терапия при сверхвысокой мощности дозы – flash-терапия

Огромный интерес представляет flash-терапия. Но пока еще трудно себе представить, как быстро этот метод может быть внедрен в клиническую практику. В настоящее время ведутся исследовательские работы по использованию этого подхода для лечения поверхностных новообразований. Для ряда опухолей мы имеем доказанные различия в ответе со здоровыми тканями, что позволяет надеяться на перспективность этой техники облучения.

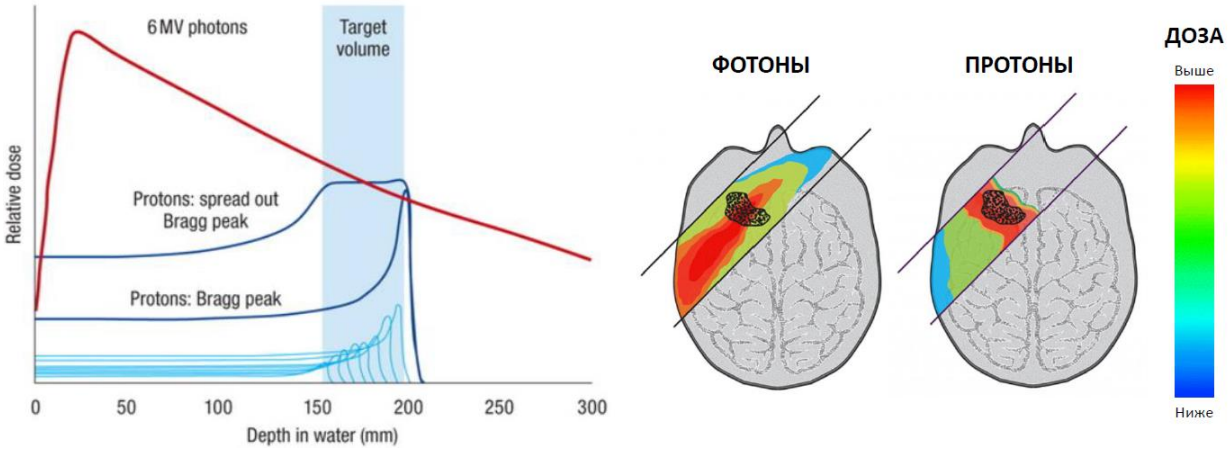



Рисунок 10 – Протонные и ионные пучки

Наиболее безопасным с точки зрения дозовой нагрузки на здоровые ткани является облучение с использованием протонных и ионных пучков. Но в настоящее время в Госкорпорации «Росатоме» не предполагается создание подобных машин. Поэтому я не хочу останавливаться на этом подробно, рассматривая известные преимущества пика

Брегга этих типов частиц. Отмечу лишь, что это направление очень затратное и число установок в нашей стране пока очень небольшое.

Рисунок 11 – Новые разработки в области радиационной безопасности и дозиметрии для медицины

Ряд работ тематического плана посвящен вопросам дозиметрии и радиационной безопасности. Так, например, в рамках нашей секции будет представлена работа по расчету и анализу медицинских радиационных рисков. Также в ФМБЦ им. А.И. Бурназяна выполняется проект, посвященный разработке системы дозиметрического планирования лучевой терапии быстрыми нейтронами, а также проект, посвященный разработке методов пострадиационной оценки дозовой нагрузки.

Рисунок 12 – Ключевые направления деятельности АО «Русатом Хелскеа»

Я бы хотел остановиться на очень важном проекте. Это создание в Обнинске завода по производству радиофармацевтических препаратов на основе международной технологии GMP. К 2030 году, как показано на слайде, мы ожидаем масштабное

расшрение линейки выпускаемых этим заводом изотопов и радиофармпрепаратов. Для того чтобы обеспечить работу завода технологии производства изотопов и РФП разрабатываются в настоящее время в наших отраслевых институтах: НИФХИ, ИРМ, Маяк, НИИАР, ФЭИ, Радиевый институт и др. Отмечу, что совместно с медицинскими организациями на основе запросов конкретных учреждений контролируется и корректируется программа развития этой отрасли.

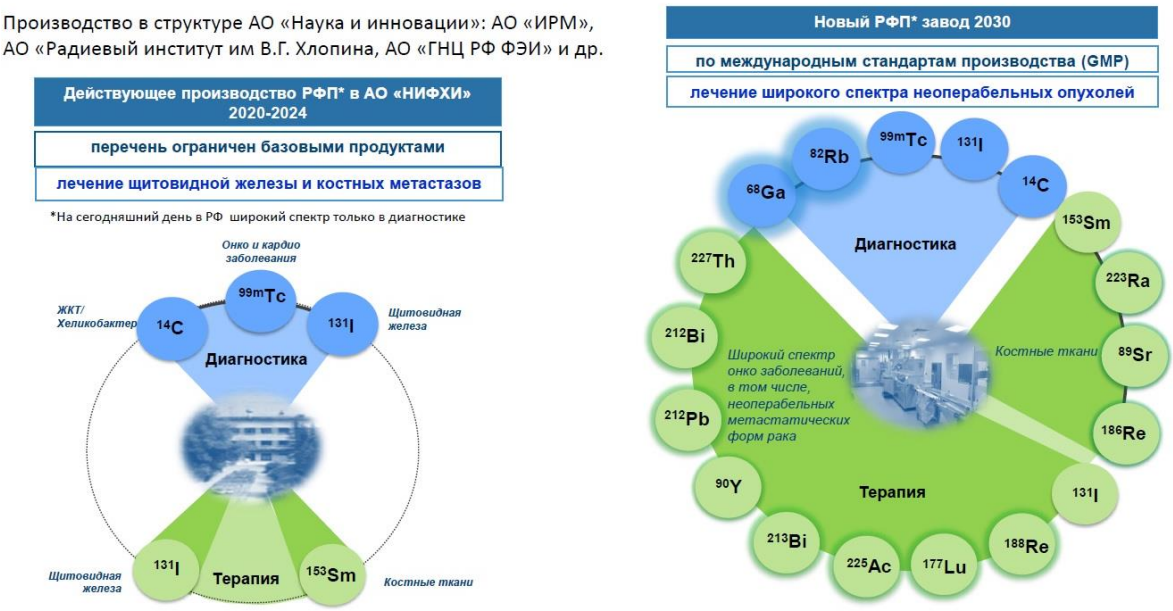



Рисунок 13 – Завод по производству медицинских изотопов по технологии GMP

Рисунок 14 – Основная продукция GMP производства 1-й линии, вовлеченность предприятий Госкорпорации «Росатом»

Рисунок 15 – Комплекс дистанционной лучевой терапии «Оникс» на основе 6 МэВ ускорителя электронов

На следующем слайде представлен отечественный комплекс дистанционной лучевой терапии «Оникс», изготовленный на основе 6 МэВ ускорителя электронов, который по заявлениям онкологов, соответствует передовому оборудованию, имеющимся на нашем рынке. Более 60% комплектующих этой установки отечественного производства. В дальнейшем это значение будет увеличиваться. Мы предусматриваем также создание сервисных центров для полноценного обслуживания комплекса в медицинских центрах. Разработка комплекса ведется в тесном сотрудничестве с медиками. В рамках настоящего проекта участником кооперации со стороны медицины является НМИЦ радиологии им. П.А. Герцена. Именно там мы предполагаем создать центр обучения персонала для работы на комплексе «Оникс».

Рисунок 16 – Гамма-терапевтический комплекс для внутриполостной терапии «Брахиум»

Я хотел бы остановиться на разработке гамма-терапевтического комплекса для внутриполостной терапии «Брахиум». Комплекс «Брахиум» фактически является «продолжением» установки «Агат», той терапевтической системы, благодаря которой мы имели определенное преимущество в прошлом. В НИИТФА было выпущено более тысячи установок для брахитерапии серии «Агат». В новой машине, представленной на слайде, предусмотрен ряд улучшений, в том числе в области доставки дозы к очагу новообразования. Что также очень важно, в ней предусмотрена система трехмерного дозиметрического планирования облучения.

Рисунок 17 – Комплекс дистанционной лучевой терапии, изготовленный на основе генератора 14 МэВ нейтронов

Разработка комплекса лучевой терапии быстрыми нейтронами, выполняемая в институте ВНИИА имени Н.Л. Духова, НИИТФА и МРНЦ им. А.Ф. Цыба. На слайде представлен экспериментальный образец комплекса дистанционной лучевой терапии, изготовленный на основе компактного генератора 14 МэВ нейтронов. Получилась во многом перспективная для медицины и интересная для фундаментальной науки система. Подобных установок в настоящее время в мире нет. Мы ожиданием, что дальнейшее усовершенствование генератора позволит получить более интенсивные потоки нейтронов, что позволит значительно сократить время пребывания пациента под пучком нейтронного излучения.

# ФГБУ ГНЦ ФМБЦ ИМ. А.И. БУРНАЗЯНА ФМБА РОССИИ – 75 ЛЕТ НА ЗАЩИТЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

д.м.н. А.С. Самойлов

член-корр. РАН, генеральный директор

*ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А. И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва*

*Шандала Н.К., Квачева Ю.Е., Паринов О.В.*

75-летняя история проблем обеспечения радиационной безопасности (РБ), развиваемая в ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им А.И. Бурназяна ФМБА России, своими корнями связана с разработкой ядерного проекта в СССР, когда в 1946 г. был образован медико-санитарный отдел Первого главного управления Совета министров СССР. Через год, 21 августа 1947 г., специально под «атомный проект» было создано Третье главное управление при Минздраве СССР (ныне ФМБА России), на которое были возложены задачи организации медицинского и санитарно-гигиенического обеспечения РБ инженерно-технических работников, рабочих и служащих, занятых в системе атомной промышленности, и членов их семей. Отцом-основателем системы был генерал-лейтенант медицинской службы А. И.

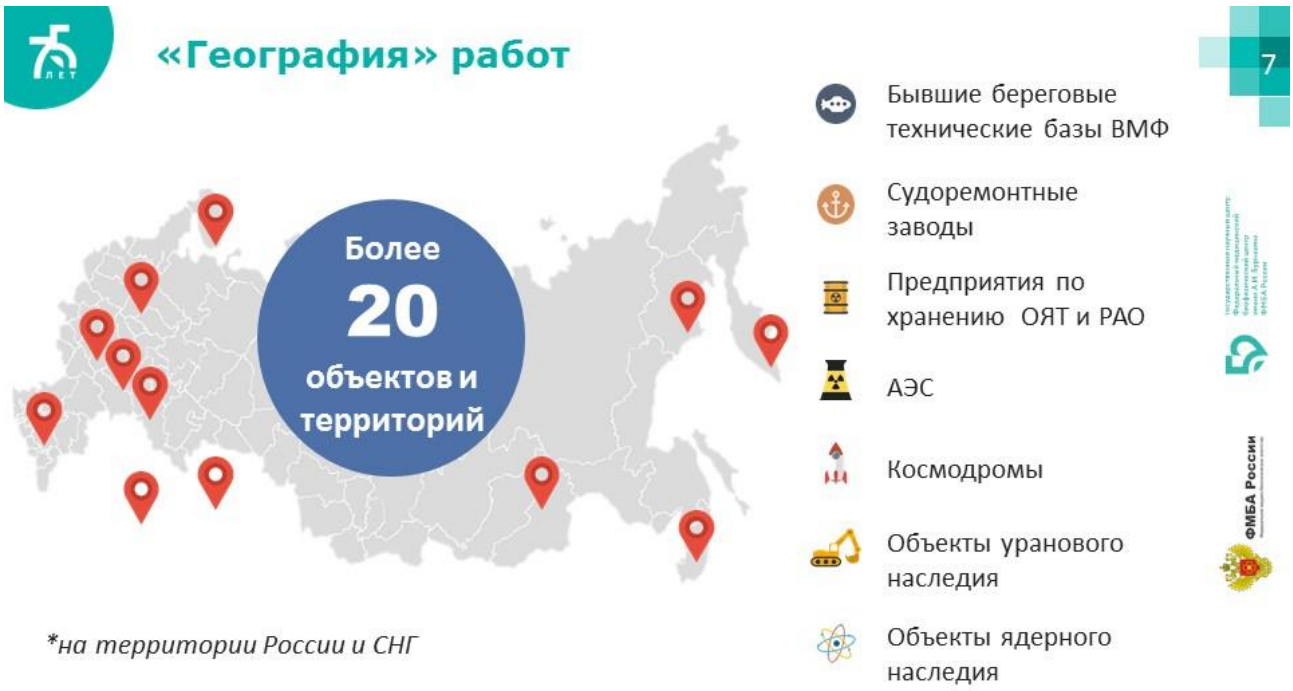
Бурназян, а у истоков стояли выдающиеся ученые - академики Е.И. Смирнов, Г.М. Франк, А.А. Летавет и Ф.Г. Кротков.

Неотъемлемой заслугой указанных ученых было изначальное требование о многовекторности исследований по созданию фундаментальных основ радиационной безопасности, включая такие направления как радиобиология, дозиметрия ионизирующих излучений, радиационная гигиена, радиационная медицина и патология. Первым в нашей стране научным учреждением такого профиля стал Институт биофизики, первоначально находившийся в ведении Академии медицинских наук, а позднее - Минздрава СССР. В 2008 г. распоряжением правительства РФ Институту биофизики был присвоен статус Государственного научного центра с переименованием его в Федеральный медицинский биофизический центр им. А.И. Бурназяна ФМБА России. С момента основания и до настоящего времени приоритетным направлением деятельности нашего Центра является научно-практическое и методическое обеспечение РБ персонала предприятий атомной отрасли и населения нашей страны.

Главнейшей задачей первых десятилетий являлась разработка методологии санитарного надзора за радиационной обстановкой в районах размещения предприятий атомной энергетики и промышленности. Пионерскими исследованиями в этот период стали радиационно-гигиенические работы, связанные с проведением испытательных ядерных взрывов на атомных полигонах СССР, при пуске атомных ледоколов, атомных подводных лодок и работы по снятию «нулевого фона» практически на всех первых строящихся АЭС в СССР. В дальнейшем, на базе первых лабораторий сформировались новые научные подразделения, занимающиеся вопросами оценки радиационной обстановки вокруг предприятий и на загрязненных территориях и изучающие последствия воздействия на окружающую среду атмосферных выпадений радиоактивных продуктов ядерных взрывов.

Современная методология радиационно-гигиенических исследований, используемая в работах по обеспечению радиационной безопасности, охватывает объекты и территории всех звеньев ядрено-топливного цикла России. При этом наши исследования включает в себя оценку окружающей среды и оценку здоровья населения. Для оценки радиоактивности окружающей среды решаются задачи получения в динамике достаточной и достоверной информации об интенсивности ионизирующего излучения на территориях и о содержании радионуклидов в различных объектах окружающей среды, а также в местных пищевых продуктах и питьевой воде. Используемые методы: радиационно-гигиенический в натурных исследованиях, радиометрический, спектрометрический, радиохимический, санитарно-эпидемиологического надзора, включая разработку регулирующих документов системы санитарно-эпидемиологического надзора и нормирования. Важно отметить, что все Испытательные лаборатории, функционирующие в составе нашего Центра аккредитованы Федеральной службой по аккредитации.

В настоящее время в ФМБЦ им А.И. Бурназяна действуют пять аккредитованных Испытательных лабораторных центра, показанных на слайде, а также один Орган инспекции, и один Орган по сертификации средств индивидуальной защиты. Указанные ИЛЦ аккредитованы на широкий спектр работ в области радиационной безопасности персонала, населения и охраны окружающей среды. А, согласно аттестату аккредитации Органа инспекции, выданного в 2020 году, подтверждена наша компетенция в экспертизе по широкому спектру направлений в области санитарно-эпидемиологического благополучия, использования атомной энергии и радиационной безопасности.




В настоящее время приоритетными в нашей работе являются исследовательские гигиенические работы, нацеленные на совершенствование эколого-гигиенических основ радиационной защиты и безопасности населения, проживающего на территориях, обслуживаемых ФМБА России. География наших исследовательских работ широка и объединяет регионы Дальнего Востока, Камчатки, Приморского и Ставропольского краев, Мурманской области и др. В рамках международного сотрудничества со странами СНГ нами выполняются также исследования на территориях государств Центральной Азии (Кыргызстана и Таджикистана), подвергшихся воздействию уранодобывающих производств. Анализ накопленных материалов служит основой для принятия управленческих решений по обеспечению РБ населения.

На протяжении последних лет проводился комплекс радиационно-гигиенических, радиоэкологических исследований с последующей разработкой рекомендаций и оценкой состояния здоровья населения, проживающего вблизи действующих радиационно-опасных объектов и на территориях ядерного наследия России. Совершенствованию регулирующего надзора за состоянием радиационной безопасности на объектах ядерного наследия посвящены радиоэкологические исследования в районе расположения реабилитируемых территорий и объектов бывших береговых технических баз ВМФ, а ныне пунктов временного хранения (ПВХ) отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов на Северо-Западе и Дальнем Востоке России. Проведенные исследования позволили оценить воздействие радиационно-опасных объектов на окружающую среду и разработать регулирующие требования в области повышения радиационной безопасности. На этих территориях нами впервые была апробирована комплексная система мониторинга, когда наряду с исследованием широкого спектра загрязнителей радиационной и химической природы, использованы методы биомониторинга, позволяющего объективно и целостно оценить качество окружающей среды.

Проведен также большой комплекс работ по радиационно-гигиеническому мониторингу в регионах размещения предприятий, осуществляющих утилизацию атомных подводных лодок.

Последние годы нами ведутся работы по мониторингу радиационной обстановки на территориях проживания населения, ближайших к объектам затопления ядерно- и радиационно-опасных объектов в Арктике. Важным результатом данной работы является повышение защищенности населения и окружающей среды при проведении радиационно-опасных работ, а также оценка влияния подводных захоронений на здоровье населения

прибрежной полосы Арктического зоны, на содержание техногенных радионуклидов в районах промышленного лова рыбы и на безопасность добычи углеводородов в шельфовой зоне.

Позвольте кратко остановиться на результатах наших работ, полученных в ходе выполнения ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности – 2» и межгосударственной целевой программы «Рекультивация территорий государств, подвергшихся воздействию уранодобывающих производств». В ходе исследований на территории Приаргунского горно-химического комбината в Забайкалье и на выведенном из эксплуатации ПО «Алмаз» в г. Лермонтове Ставропольского края получена информация о загрязнении всех объектов окружающей среды, источников водоснабжения, местных пищевых продуктов; изучена ЭРОА радона и оценены дозы облучения населения. Полученные результаты явились основанием для переселения населения из п. Октябрьский в г. Краснокаменск и проведения реабилитационных работ в районах штолен на горах Кавказского хребта – Бештау и Бык.

Исследования радиационной обстановки в районе расположения предприятий уранодобывающей промышленности в России и странах Центральной Азии позволили сформулировать рекомендации по совершенствованию системы социально-гигиенического мониторинга, а также разработать критерии реабилитации территорий предприятий по добыче урановых руд.

Продолжается проведение комплексного мониторинга воздействия профессиональных факторов радиационной и нерадиационной природы на состояние здоровья и окружающую среду в районах размещения АЭС, оценивается репродуктивное здоровье мужчин – персонала Калининской, Курской, Смоленской и ряда других атомных станций России. Развивается направление по совершенствованию методов донозологической диагностики для оценки риска неблагоприятных последствий сочетанного воздействия факторов производственной среды на здоровье персонала.

Очень сложной задачей, которую мы решаем в тесном контакте с руководителями организаций атомной отрасли, является обеспечение устойчивой работы предприятий в условиях эпидемии коронавируса. Отдельно следует отметить, что все мероприятия по проведению комплексного радиационно-гигиенического мониторинга окружающей среды и изучению состояния здоровья населения не прекращались нами в условиях пандемии COVID-19. На слайде показаны некоторые фотографии полевых работ, которые мы проводили на радиационно-опасных объектах и территориях, прилегающих к ним. Это - исследования в районах затопленных ядерно- и радиационно-опасных объектов в Карском море, работы на бывших береговых базах ВМФ на Кольском полуострове и на Дальнем Востоке. Только за 2020-2021 гг. с целью поддержания радиационной безопасности персонала и населения нами было осуществлено более 40 командировок и экспедиционных выездов в регионы размещения радиационно-опасных объектов России, включая ПО "Маяк", Сибирский химкомбинат, Горно Химический комбинат и др. Кроме того, нами был осуществлен ряд командировочных выездов с проведением исследований в государствах Центральной Азии, территории которых были подвержены загрязнению вследствие уранодобычи ещё в советский период.

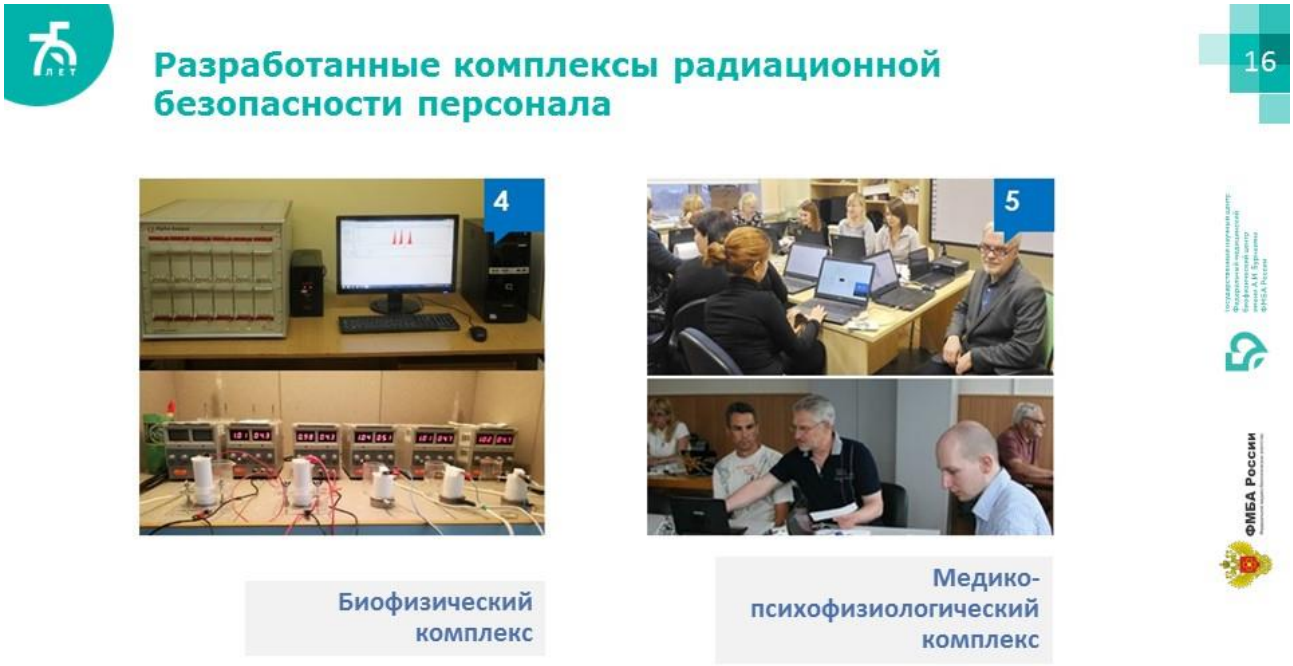
Переходя к научной деятельности, направленной на обеспечение радиационной безопасности как населения, так и персонала радиационно-опасных производств, хочу подчеркнуть, что ФМБЦ им. А.И. Бурназяна является ведущим подразделением в стране по разработке основных нормативно-методических документов по обеспечению государственного санитарно-эпидемиологического регулирования в рамках выполнения

надзорных функций ФМБА России. Хотел бы кратко остановиться на основных направлениях исследования факторов радиационного воздействия на персонал предприятий ядерного топливного цикла и ядерного оружейного комплекса.

В исследованиях, сопровождающих обеспечение радиационной безопасности персонала применяются современные инновационные методы и средства, в том числе разработанные и созданные при личном участии специалистов ФМБЦ им. А.И. Бурназяна. Всего создано 5 комплексов. Разработана и апробирована воксел-фантомная технология по оценке распределения дозы аварийного гамма-нейтронного облучения по массе жизненно важных органов. Разработанные многоканальные индивидуальные дозиметрические системы позволяют осуществлять индивидуальный дозиметрический контроль (ИДК) в условиях неравномерного облучения, т.е. определять основную геометрию условий облучения; одновременно осуществлять контроль по всем параметрам (эффективная доза, эквивалентные дозы в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах, а также на поверхности нижней части живота женщин).

С помощью аппаратурно-методического комплекса для исследования аэродисперсных структур определены основные дозообразующие физико-химические характеристики радиоактивных аэрозолей на рабочих местах: нуклидный состав, дисперсный состав, тип соединения при ингаляции. В результате специалистами разработана линейка импакторов для определения дисперсности радиоактивных аэрозолей.

Созданный нейтронный комплекс позволил впервые в ЯОК провести сравнительные исследования по сличению дозиметрических систем нейтронного излучения в смешанных гамма-нейтронных полях. Впервые в отечественной практике нами получены значения поправочного коэффициента (0,2-1,15) на нейтронный канал дозы индивидуальных альбедных дозиметров, широко используемых в ЯОК. Результат: повышается достоверность контроля облучения персонала нейтронами.




ИДК персонала предприятий атомной отрасли и расчет ожидаемых эффективных доз внутреннего облучения осуществляется благодаря биофизическому комплексу. Кроме того, нами осуществляется научно-методическое руководство лабораториями дозиметрии внутреннего облучения (ЛДВО) Центров гигиены и эпидемиологии ФМБА России, обслуживающих предприятия и территории, находящиеся в сфере ответственности Федерального медико-биологического агентства. В наши задачи входят аттестация и внедрение в практику работы ЛДВО методик измерений содержания радионуклидов в пробах биологического материала и оказание научно-консультативной помощи.

Медико-психофизиологический комплекс – это бесконтактная экспресс-диагностика психофизиологического состояния персонала; работа на виртуальном психофизиологическом тренажере; психофизиологическое обследование работников предприятия ЯОК; и, конечно же, профессиональная подготовка специалистов для лечебно-профилактических организаций.

Позвольте кратко осветить еще одно важнейшее направление по радиационной безопасности персонала – это научные исследования и разработки для создания средств индивидуальной защиты. В начальный период становления атомной отрасли, когда концентрация радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочих зон в большинстве случаев превышала нормативные значения в сотни и тысячи раз, исключительно актуальной задачей было создание средств защиты органов дыхания. Примером успешного решения этой проблемы было создание в конце 50-х годов прошлого столетия знаменитых одноразовых респираторов «ШБ-1 Лепесток» из т.н. петряновской фильтрующей ткани по имени выдающегося отечественного учёного академика Игоря Васильевича Петрянова-Соколова. Их эффективность при малом сопротивлении дыханию достигала девяносто девяти процентов (99%). Эта работа была отмечена Ленинской премией. К началу 2019 года выпуск «ШБ-1 Лепесток» достиг 6 миллиардов экземпляров, и они с успехом используются во многих отраслях промышленности. На данном слайде демонстрируются разработанные в нашем Центре изолирующие костюмы для работы с радиоактивными веществами, в том числе с принудительной подачей воздуха. Отвечая на запросы времени, ФМБЦ им. А.И. Бурназяна с участием Центра имени Гамалеи сегодня разработал технологию радиационной обработки спецодежды, применяемой при работе с коронавирусной инфекцией с целью её повторного использования, в случае чрезвычайных ситуаций.

## Регистр радиационных аварий и инцидентов

*на территории бывшего СССР и России (1949-2016 гг.)*



| Вид инцидента | Число инцидентов | Число пострадавших | | |
|---|---|---|---|---|
| | | всего | с ОЛБ | умершие |
| Инциденты с источниками излучений | 90 | 154 | 45 | 15 |
| Рентгеновские установки и ускорители | 43 | 52 | - | - |
| Реакторные инциденты и потеря контроля над критичностью делящегося материала *(без ЧАЭС 1986 г.)* | 33 | 82 | 73 | 13 |
| Чернобыльская авария 1986 г. | 1 | 134 | 134 | 28 |
| Случаи с МЛП на ПО «Маяк» *(1949-1956 гг.)* | 168 | 168 | - | - |
| Аварии на атомных подводных лодках и нештатные ситуации на ядерных испытаниях | 5 | 141 | 93 | 12 |
| Другие инциденты | 12 | 17 | 7 | 2 |
| **Итого** | **352** | **748** | **352** | **70** |

Одним из основных направлений научных исследований в области обоснования критериев РБ является изучение ближайших и отдалённых последствий облучения персонала и населения. Для этих целей в ФМБЦ им. А.И. Бурназяна создан Регистр радиационных аварий и инцидентов, объединяющий сведения о более чем 350 радиационных инцидентах, которые произошли за период более семи десятилетий в рамках территории СССР (с 1949 г.) и Российской Федерации (с 1991 г.). Действующий регистр представляет собой уникальный информационный ресурс для изучения клиники радиационной патологии человека и применяемых методов лечения, который востребован для поддержки принятия решения врачами-специалистами при диагностике степени тяжести острых лучевых поражений и определении тактики лечения.

## Ликвидация последствий аварии на ЧАЭС



«Представленная СССР информация является исчерпывающей и очень ценной. Комитет считает, что он в долгу перед всеми авторами за их готовность поделиться своим опытом и желает отметить их профессиональное мастерство и человеческое сострадание, проявленное в связи со столь трагическими обстоятельствами».

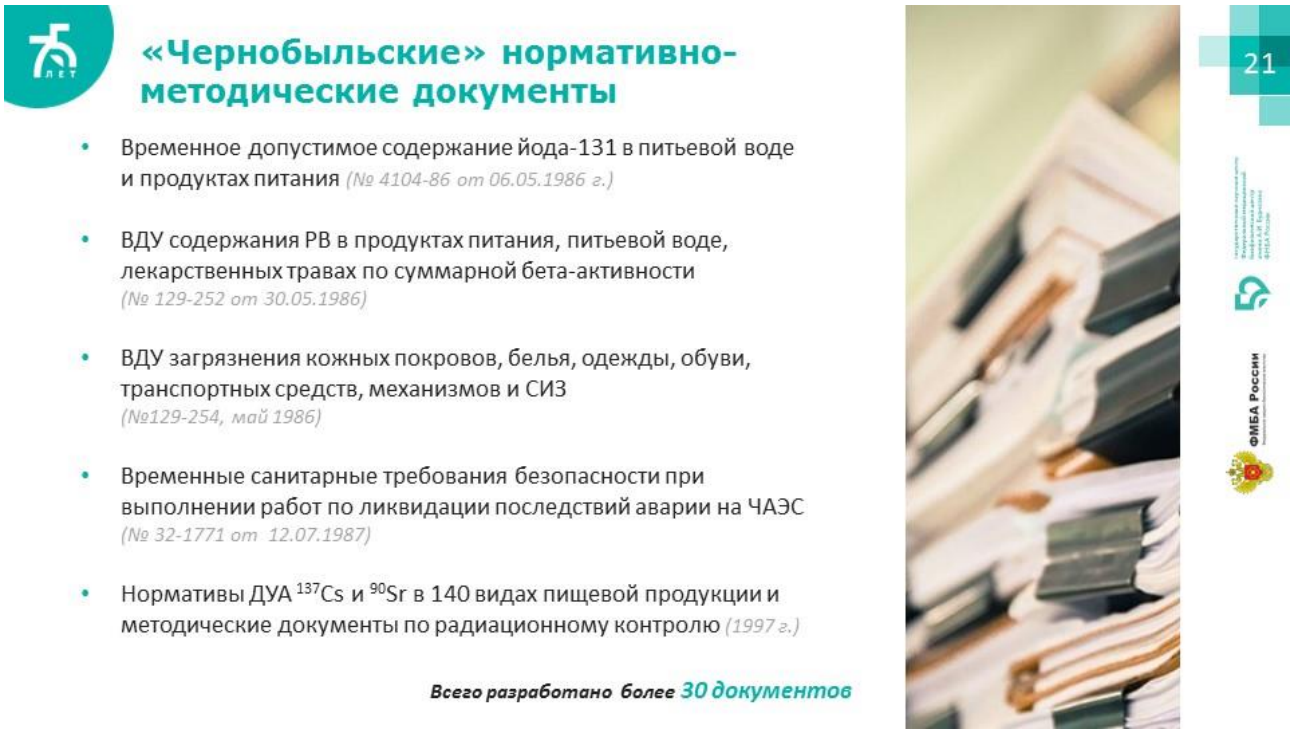
*Оценка НКДАР ООН деятельности ученых Института биофизики на основе отчета о прогнозе возможных отдалённых последствий в виде онкологической заболеваемости среди населения*

*Оперативная запись об аварии на ЧАЭС в журнале дежурного Третьего Управления*

Совершенствование мероприятий по радиационной безопасности невозможно также без тщательного изучения биологических материалов. В этих целях нашими учеными одними из первых в мире была предложена методология биобанкинга случаев радиационных поражений человека. Изучение указанных материалов с применением современных высокотехнологичных методик молекулярно-генетического анализа позволило нам детально усовершенствовать схемы патогенеза и терапии ведущих клинических синдромов лучевой болезни. На основе изучения уникальных материалов разрабатываются инновационные диагностические подходы, включая оценку риска генетических и онкологических эффектов.

Говоря о биобанкинге ФМБЦ, следует отметить, что большую часть этого банка данных занимают материалы секционных исследований погибших в результате аварии на Чернобыльской АЭС.

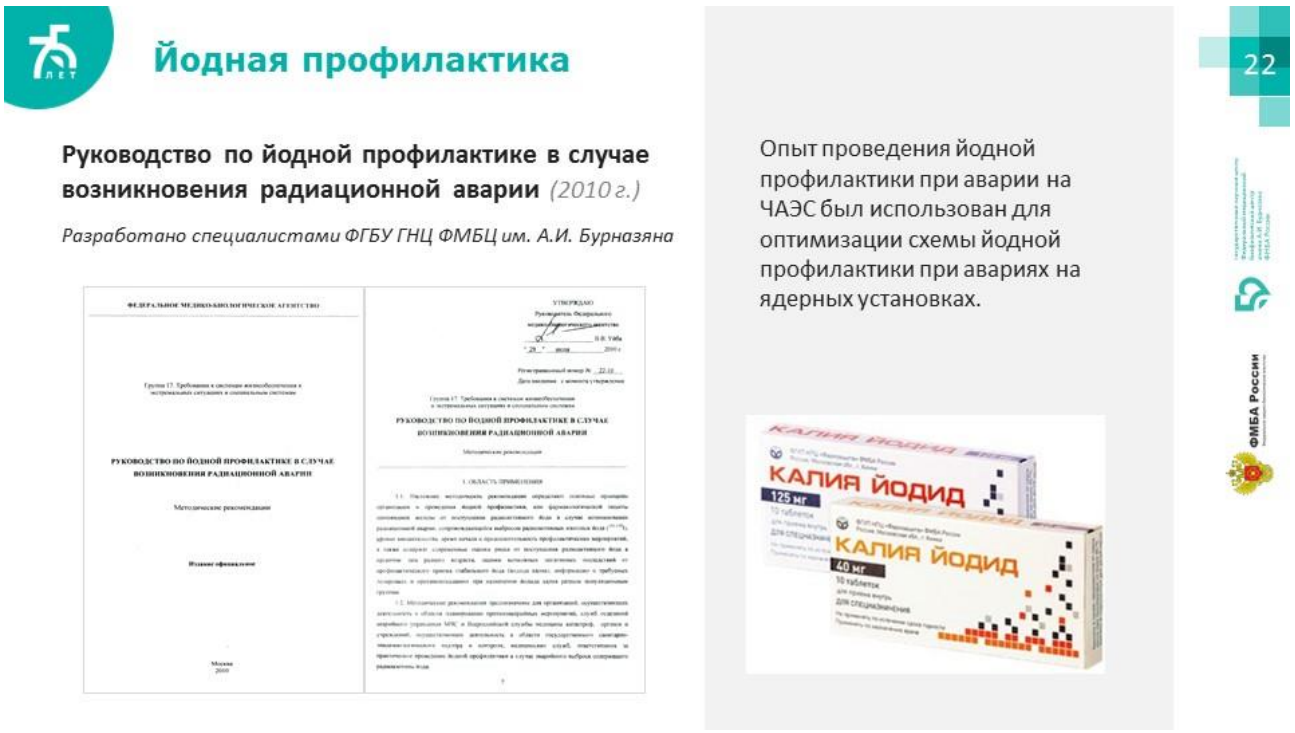
В целом, мощным толчком совершенствования системы радиационной безопасности стала авария на Чернобыльской АЭС, масштабы и сложность радиационной обстановки которой потребовали оперативной разработки дополнительных конкретных нормативов и правил для их реализации.



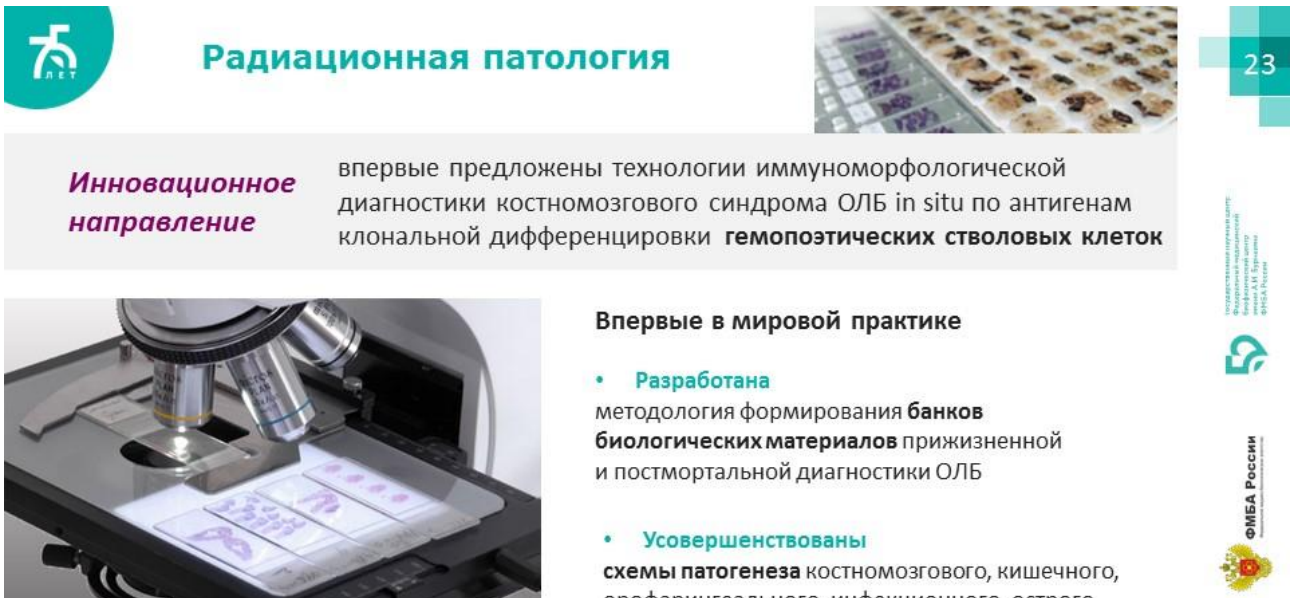

Позвольте напомнить, что в результате этой аварии радиоактивному загрязнению (внутри изолинии 1 Ки/км$^2$ (37 кБк/м$^2$) подверглась территория европейской части СССР

площадью около 150 тысяч кв. км, на которой проживало порядка 6 млн. человек. В кратчайшие сроки было необходимо решить задачу выработки научно обоснованной стратегии действий государства по защите населения в этой беспрецедентной и жизненно важной ситуации. Группой наших учёных, в сотрудничестве со специалистами Госкомгидромета и Агропрома под научным руководством академиков Л.А. Ильина и Ю.А. Израэля в течение двух недель после катастрофы были разработаны впервые в мировой практике «Рекомендации по критериям возможности проживания населения, необходимости отселения и временной эвакуации на территории, подвергшейся радиоактивному загрязнению в результате аварии на ЧАЭС». В этом документе, утверждённом на высшем уровне 22 мая 1986 года, были установлены аварийные регламенты облучения населения – 100 мЗв за первый год после аварии (с последующим снижением этой величины) и впервые осуществлено зонирование территорий по уровням гамма-излучения на местности.

В зонах с высокими уровнями радиоактивного загрязнения (в т.н. зонах жёсткого контроля), где без принятия мер ограничения жизнедеятельности населения дозовые нагрузки на людей могли превысить 100 мЗв/год, проживало **273 тысячи** человек в **789** населённых пунктах. В этих зонах согласно «Рекомендациям …» были введены способы ограничения жизнедеятельности населения – запрет на потребление молока и местных пищевых продуктов с заменой на «чистые» продукты, с преимущественным пребыванием людей в зданиях, а не на открытой местности и т.п. В результате удалось снизить дозовую нагрузку в 3 раза по сравнению с установленными регламентами.




Обеспечение радиационной безопасности населения, проживавшего в зонах радиоактивного загрязнения, потребовало разработки допустимых уровней внутреннего облучения в виде допустимых концентраций долгоживущих радионуклидов в самых разнообразных объектах: фураже, молоке, мясных, зерновых продуктах, питьевой воде, одежде, в лекарственных растениях, автотранспорте и т.п. Так, специалистами Института биофизики в кратчайшие сроки было разработано более 30 нормативно-методических документов, устанавливающих конкретные нормативы и правила проведения работ по ликвидации последствий в условиях масштабной радиационной аварии и осложненной радиационной обстановки. Среди первых регулирующих документов, представленных на слайде, были: Временное допустимое содержание йода-131 в питьевой воде и продуктах питания и Временные допустимые уровни содержания радиоактивных веществ в продуктах питания. В последующем (после 1997 г.) специалистами нашего Центра разработаны нормативы допустимой удельной активности цезия-137 и стронция-90 в более чем 140 видах пищевой продукции, потребляемой населением России, действующие по сей день.




Опыт проведения йодной профилактики при аварии на ЧАЭС был использован для оптимизации схемы йодной профилактики при авариях на ядерных установках. Так, специалистами нашего Центра было разработано «Руководство по йодной профилактике в случае возникновения радиационной аварии», показанное на данном слайде.

Важнейшие исследования в области радиационной безопасности, осуществляемые в нашем Центре, связаны с изучением роли ДНК и систем ее репарации как ключевого

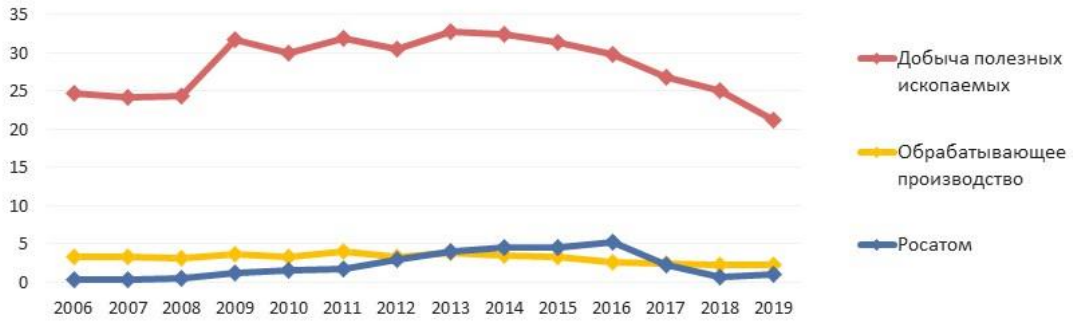
элемента живых систем. Работы радиобиологов представляют особый интерес для разработки адекватных методов и способов профилактики лучевых поражений. Сегодня, для выполнения задач по обеспечению РБ необходимы новые высокочувствительные технологии биодозиметрии, которые превосходят традиционно используемые цитогенетические тесты. В настоящее время нашими специалистами ведется разработка аппаратно-программного комплекса биодозиметрии радиационных воздействий, позволяющего повысить порог чувствительности до 30 – 50 мГр, что крайне актуально для восстановления доз как у стажированных работников, так и в результате радиационных аварий.

Фундаментальные радиобиологические исследования служат теоретической базой прикладных разработок в области радиационной защиты и РБ. Среди различных методов и способов защиты человека от техногенного облучения исключительная роль принадлежит регламентации и нормированию радиационного воздействия на людей и жёсткому соблюдению нормативов такого воздействия. В 1960 г. были утверждены первые допустимые уровни. Затем разработаны НРБ и ОСПОРБ. На основе многолетнего опыта радиационно-гигиенического сопровождения работ на всех звеньях ядерного топливного цикла были разработаны «Санитарные правила проектирования предприятий и установок атомной промышленности» и «Санитарные правила проектирования и эксплуатации АЭС». В настоящее время нами закончена разработка нового

регулирующего документа - Санитарных правил «Обеспечение радиационной безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции».

В результате внедрения в практику этих разработок отечественных учёных и с учётом строго соблюдаемой производственной дисциплины на объектах ГК «Росатом», на графике видно, что в настоящее время среднегодовая доза облучения персонала не превышает установленной НРБ величины - 20 мЗв в год и составляет доли от этого значения. По сравнению с 2000 г. число работников ядерного топливного цикла, имеющих индивидуальную дозу 20 мЗв/год, к сегодняшнему дню снизилось с 547 человек до единичных случаев. Напомним, что под дозиметрическим контролем в ГК «Росатом» состоит 65600 профессиональных работников. За последние 25 лет среди работников корпорации не было зафиксировано случаев острой лучевой болезни, лишь два случая местных радиационных поражений были установлены в 2012 году.

**Динамика профессиональной заболеваемости работников ГК «Росатом»**




**Острая и хроническая лучевая болезнь**, а также **местные лучевые поражения** за последние 10 лет НЕ ЗАРЕГИСТРИРОВАНЫ

Реализацией научно обоснованной системы медицинского обслуживания и санитарно-гигиенического регулирования в области РБ являются показатели профессиональной заболеваемости, которые, с учетом данных ведомственного регистра о профессиональных заболеваниях среди работников ГК «Росатом» в сравнении с профессиональной заболеваемостью в других отраслях промышленности, демонстрируют весьма невысокие параметры, а вклад заболеваний, которые можно связать с радиационным фактором, составляют единицы процентов.

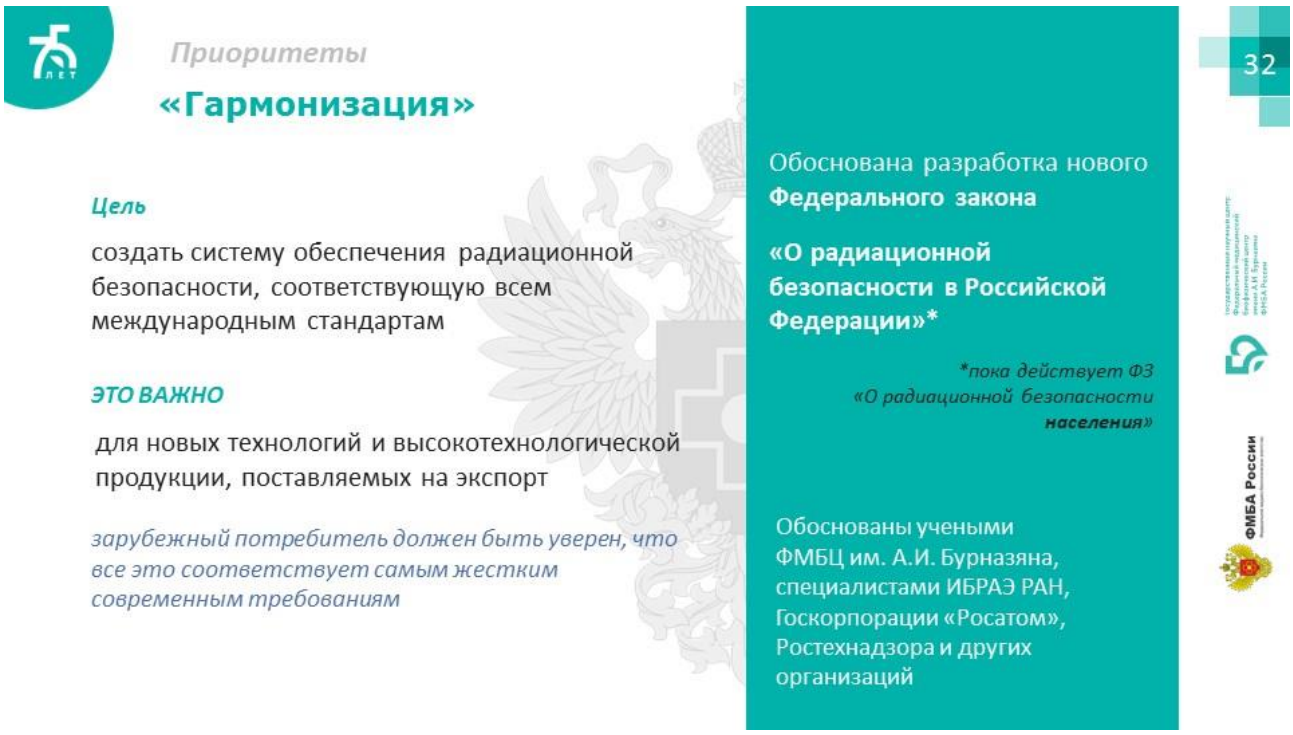
Это единичные случаи, где в качестве причины профессиональных заболеваний ионизирующее излучение на протяжении многих последних лет вызывает только онкологические заболевания у стажированных работников в горнорудном уранодобывающем производстве.

Переходя к оценке доз облучения населения в Российской Федерации, следует отметить, что, как видно, на слайде, основной вклад в дозу вносят природные и медицинские источники излучения. При этом вклад от глобальных выпадений и прошлых радиационных аварий, а также от источников ионизирующих излучений в промышленности составляет сотые доли % от натурального естественного фона. Дозы облучения населения за счёт работы предприятий атомной энергетики находятся на уровне ниже 0,01 мЗв (при регламенте – в 1 мЗв в год). Таким образом, в условиях регламентной, штатной работы предприятий атомной индустрии достигнута устойчивая радиационно-гигиеническая и радиационно-экологическая обстановка.

Необходимо отметить, что важным направлением наших работ является создание и обеспечение функционирования информационных систем, банков и баз данных по радиационной гигиене, дозам облучения персонала и населения. На протяжении последних 20 лет Центр развивает и поддерживает федеральный банк данных индивидуальных доз облучения персонала организаций и населения на территориях, обслуживаемых ФМБА России. Ежегодно мы издаем информационный бюллетень «Единая система контроля и учета индивидуальных доз облучения граждан» и представляем обширные материалы в Радиационно-гигиенический паспорт России.

Огромный опыт работы по обеспечению РБ, накопленный в ФМБЦ, освещён также в многочисленных научных публикациях. Достаточно назвать фундаментальное «Руководство по радиационной медицине» в четырёх томах и книгу «Радиационные аварии», переведенную на английский и японский языки. Среди наших публикаций нельзя не упомянуть и уникальный труд, посвященный медико-гигиеническим аспектам противодействия ядерному терроризму, ставший первым в мире научно-практическим изданием, опубликованным по этому направлению.

Наши работы по вопросам регулирования радиационной безопасности вносят существенный вклад в решение имеющихся общемировых проблем, связанных, например, с ядерным наследием в России. Можно уверенно заявить, что благодаря нашим международным контактам, выполняемые проекты, в частности с Директоратом по радиационной защите и ядерной безопасности Норвегии служит примером того, как на современном уровне возможно и необходимо регулировать радиационную безопасность и в других государствах, в которых такие работы ещё предстоят.



Вместе с тем, имеются достаточно веские обоснования совершенствования системы радиационной безопасности и её регулирования в Российской Федерации. Прежде всего, среди наших приоритетов - вопросы гармонизации российской нормативно-методической базы по радиационной безопасности с современными международными документами. Но гармонизация не является самоцелью. Истинная цель этой работы – создание соответствующей всем международным стандартам системы обеспечения радиационной безопасности как неотъемлемого элемента системы конструкторской, технологической и эксплуатационной документации, как необходимого элемента обеспечения безопасности на всех этапах жизненного цикла радиационного объекта, начиная от стадии проектирования и строительства до стадии вывода из эксплуатации. Это усилит конкурентные преимущества российской высокотехнологической продукции на мировом рынке.

Учеными ФМБЦ им. А.И. Бурназяна в содружестве с ведущими специалистами ИБРАЭ РАН, Госкорпорации «Росатом, Ростехнадзора и других организаций обоснованы разработка и введение в действие нового Федерального закона «О радиационной безопасности в Российской Федерации», новых Норм радиационной безопасности и Основных правил обеспечения радиационной безопасности и целого пакета других документов. Безусловно, что эта большая проблема может быть решена только объединением усилий всех ведущих российских специалистов. Считаем необходимым записать это в Решение научной конференции.

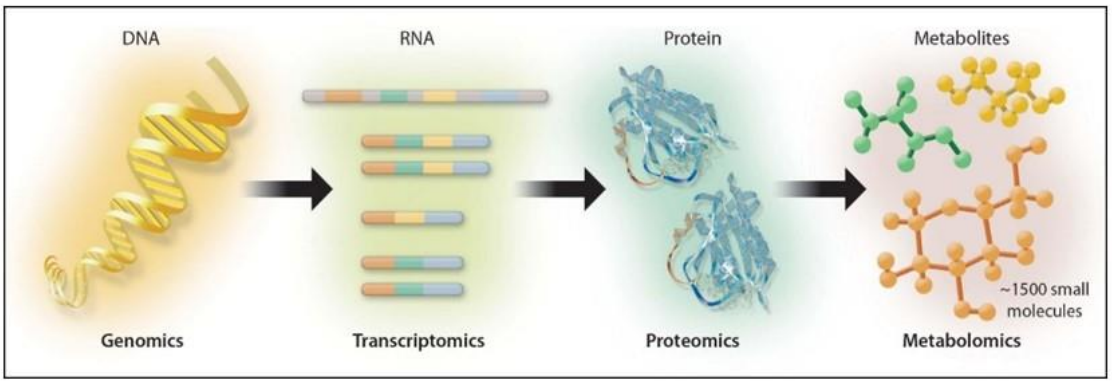
К приоритетным направлениям в области радиационной безопасности в настоящее время, вне всякого сомнения, относятся вопросы развития ядерной медицины, основы которой во многом были заложены исследованиями ученых ФМБЦ. Реальным воплощением наших достижений явился фундаментальный Справочник по ядерной медицине, изданный в этом году, под общей редакцией руководителя ФМБА России В.И. Скворцовой. Следует отметить, что, по прогнозам, рост российского рынка ядерной медицины в ближайшие 2-3 года должен ускориться в два раза. Эта задача входит в число приоритетных направлений национального проекта «Здравоохранение». Для выхода на лидирующие позиции необходимы прорывные научные исследования, новое современное оборудование, подготовка научных кадров. Все эти вопросы развиваются в «Экспертно-аналитическом центре ФМБЦ им. А.И. Бурназяна», созданном с целью реализации инновационных проектов по ядерной медицине. Структура центра представлена на данном слайде.

Важным приоритетным направлением радиационной безопасности в настоящее время является противодействие ядерному и радиологическому терроризму. С 2015 г. представители ФМБЦ участвуют в работе Глобальной инициативы по борьбе с актами ядерного терроризма (ГИБАЯТ). На уровне экспертов налажено тесное сотрудничество с 88 государствами-партнерами и 6 официальными наблюдателями ГИБАЯТ. Нашими специалистами внесен весомый вклад в разработку практических пособий, руководств и рабочих документов Инициативы. Обобщение 75-летнего опыта исследований по РБ

позволило нам впервые в мире разработать уникальную методологию медико-биологических исследований, заложившую основы нового научного направления – медицинской ядерной криминалистики. Наши разработки получили высокую оценку со стороны международного сообщества и признаны важнейшим инструментом в сфере противодействия глобальным угрозам ядерно-террористического характера.

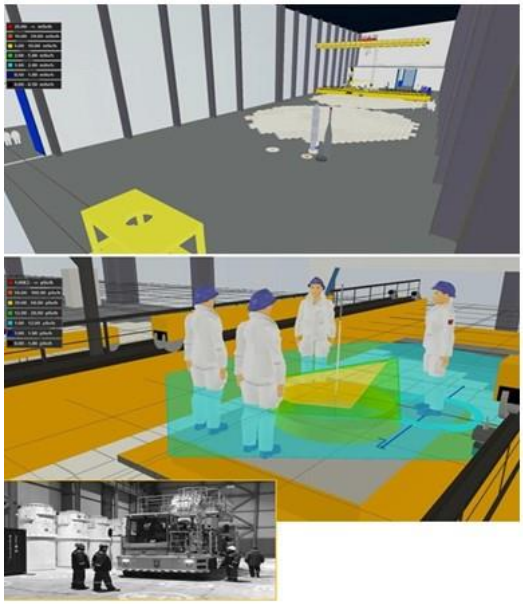
Важнейшей научной перспективой в области обеспечения радиационной безопасности является наше участие в изучении новых видов топлива (СНУП-, МОКС-, РЕМИКС-топливо, топливо для многоцелевого реактора на быстрых нейтронах (МБИР), интерметаллида, карбонитрида). На коллектив ФМБЦ возложена ответственность за научно-гигиеническое сопровождение работ по проекту «Прорыв» с целью обеспечения РБ персонала объектов опытно-демонстрационного энергокомплекса «СХК» и разработку рекомендаций по проведению медицинских осмотров работников производства, смешанного нитрид-уран-плутониевого (СНУП) топлива. В рамках комплексного развития данного направления положено также начало исследованиям, направленным на медико-гигиеническую оценку влияния работ по обращению с новыми перспективными видами топлива на состояние окружающей среды и здоровье населения, проживающего в районах расположения предприятий, задействованных в промышленной наработке новых видов топлива.

## Омиксные технологии




## Радиационная метаболомика

Полномасштабные исследования по заявленным направлениям на современном этапе невозможны без использования инновационных технологических подходов. В этой связи в наши стратегические планы входит переход к применению омиксных технологий (OMICs technologies), объединяющих исследования генома, транскриптома, протеома и метаболома и играющих всё б***о***лее заметную роль в современной медицинской науке. Применительно к исследованиям в области РБ наиболее перспективными представляются исследования в области метаболомики – качественного и количественного профилирования низкомолекулярных продуктов обмена веществ на основе масс-спектрометрии метаболитов в биологических образцах. В связи с этим требует развития биодозиметрия нового поколения (радиационная метаболомика) - выполняемые в сжатые сроки малоинвазивные исследования по выявлению ранних и отдаленных биомаркеров и дозовых параметров радиационного воздействия; позволяющих охватить значительные контингенты населения, например, при возможных аварийных ситуациях.



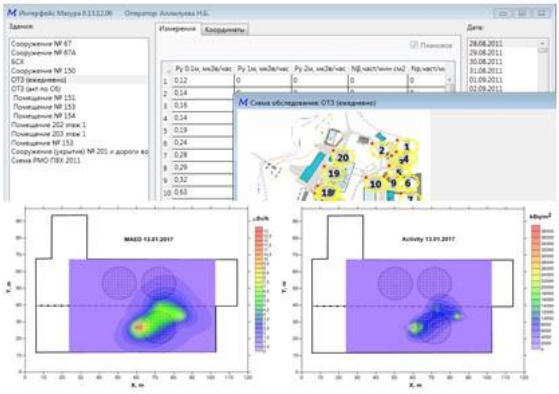
Приоритеты

37

## Трансляционная цифровая радиационная гигиена

### Цифровизация

новых медико-санитарных технологий, направленных на обеспечение радиационной безопасности



Дальнейшее совершенствование и разработку новых медико-санитарных технологий, направленных на обеспечение РБ, мы связываем с развитием и внедрением в практику современных цифровых технологий, формирующих основы трансляционной цифровой радиационной гигиены. Уже сегодня её реальными научно-практическими задачами становятся развитие комплексного подхода к цифровизации радиационно-гигиенического мониторинга (РГМ) и создание отечественного рынка цифровых технологий РГМ.

38

Славная 75-летняя история работ по обеспечению **радиационной безопасности** накладывает на нас особую ответственность и доказывает, что ***мы в полном объеме обеспечиваем санитарно-эпидемиологическое благополучие населения и персонала атомной отрасли***

Созданная трудами нескольких поколений ученых ФМБЦ система радиационной защиты и безопасности в настоящее время обеспечивает полный цикл медико-гигиенической безопасности персонала, работающего на объектах атомной отрасли, и населения, проживающего в зоне влияния этих объектов – от научной разработки до внедрения её в практику. Славная 75-летняя история ФМБЦ им А.И. Бурназяна, наши сегодняшние возможности и намеченные перспективы в части дальнейшего совершенствования специализированного контроля и надзора накладывают на нас особую ответственность и доказывают, что мы в полном объеме сможем обеспечить санитарно-эпидемиологическое благополучие населения и персонала атомной отрасли страны.

# ПРЕИМУЩЕСТВА ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В РАДИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЕ НАСЕЛЕНИЯ И ПЕРСОНАЛА

д.т.н. В.К. Иванов

член-корр. РАН

Главный радиоэколог проектного направления «Прорыв»

Как известно, достижение углеродные нейтральности является ключевой задачей экологической безопасности и контроля изменения климата. Также известно, что по выбросу парниковых газов на единицу генерации электроэнергии АЭС имеют примерно 30-кратное доказанное преимущество по сравнению с органическим топливом – газ, нефть, уголь. В силу этого и с учетом имевшихся аварийных ситуаций на АЭС за последние годы особое значение приобретает решение проблемы радиационной безопасности текущего и будущего поколения, чему и посвящена наша конференция.

Первое. Безопасность текущего поколения. Низкий запас реактивности реактора на быстрых нейтронах исключает повторение. Безопасность будущих поколений. Выравнивание токсичности РАО и природного уранового сырья по канцерогенному риску, то есть достижения радиологической эквивалентности, является одним из главных преимуществ замыкания ядерного топливного цикла на базе реакторов на быстрых нейтронах.

В этом году распоряжением правительства Российской Федерации была принята Энергетическая стратегия до 2035 года, где четко обозначено, что основные проблемы и риски развития атомной энергетики связаны со сравнительно высокими затратами на обеспечение ядерной и радиационной безопасности и с необходимостью обращения с отработанным ядерным топливом и радиоактивными отходами с учетом требований экологической безопасности. Я сделал сразу вывод, который сейчас докажу, я не вижу альтернативы по решение этой задачи кроме замыкания ядерного топливного цикла на базе реакторов на обычных нейтронах.

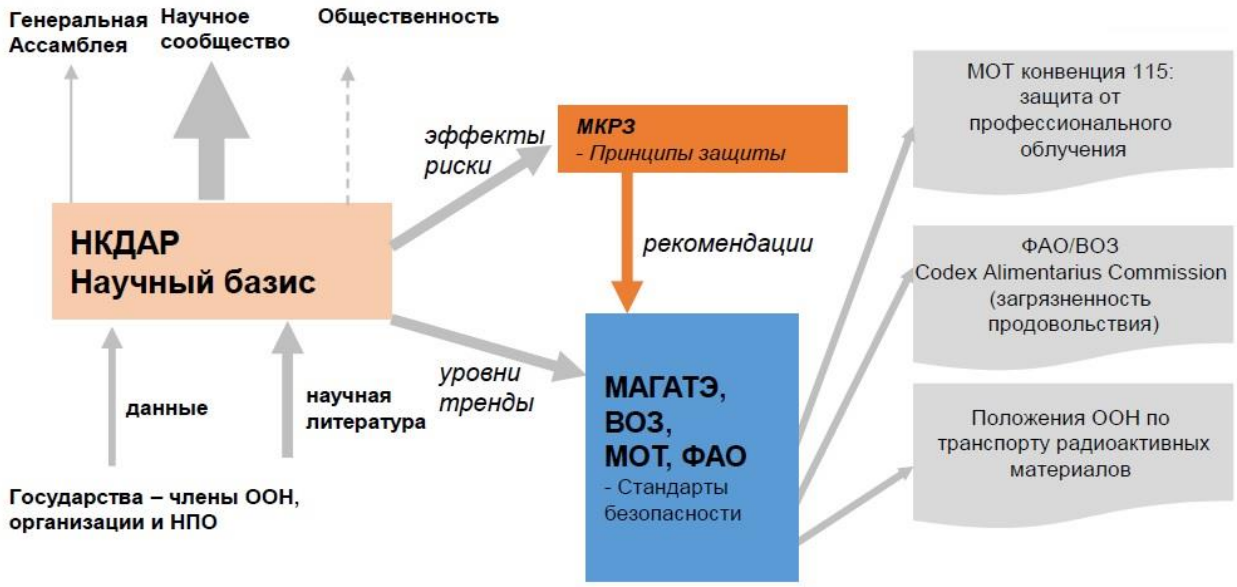



Рисунок 1 – Функциональная среда

Базовая функциональная среда. Мы знаем 3 международных организации – НКДАР ООН, организация, которая принимает базовое заключение, Международная комиссия по радиологической защите, которая вырабатывает рекомендации, МАГАТЭ, которое принимает стандарты радиационной безопасности. В НКДАР я работаю уже примерно 30 лет как делегат Российской Федерации, и многие документы на практике проходили через нашу команду в Обнинске.

Основополагающие принципы безопасности МАГАТЭ. Принцип 7-й - нынешние и будущие поколения и окружающая среда должны быть защищены от радиационных рисков, а далее Публикация 103 – доза в органах и тканях, а не эффективные дозы, требуются для оценки вероятности индукции рака у облученных индивидуумов. Последнее заключение имеет особое значение.

МАГАТЭ, 2011

| | | Категории | | |
|---|---|---|---|---|
| | | Профессиональное облучение | Облучение населения | Медицинское облучение |
| Ситуации | Планируемое облучение | | | |
| | Аварийное облучение | | | *отсутствуют* |
| | Существующее облучение | | | *отсутствуют* |

Рисунок 2 – Международные основные нормы безопасности

Международные основные нормы безопасности, я их показываю только с целями не того, чтобы объяснять ситуацию и категорию облучения, это всё вы хорошо знаете, а с точки зрения того, что этот вопрос трижды поднимался за последние годы на РНКРЗ, о том, что наши НРБ/ОСПОРБ не соответствует международным стандартам. Заключения комиссии отправлялись в администрацию Президента, Роспотребнадзор, в другие ведомства. Сейчас мы правильно поднимаем вопрос, Игорь Иннокентьевич об этом сказал, я его поддерживаю. Отдельно надо в решение написать обращение в Государственную Думу и Совет Федерации по этому вопросу, потому что предложение по созданию рабочих групп она конечно правильное на базе РНКРЗ. Это надо делать, но нужна и поддержка административная на высоком уровне.

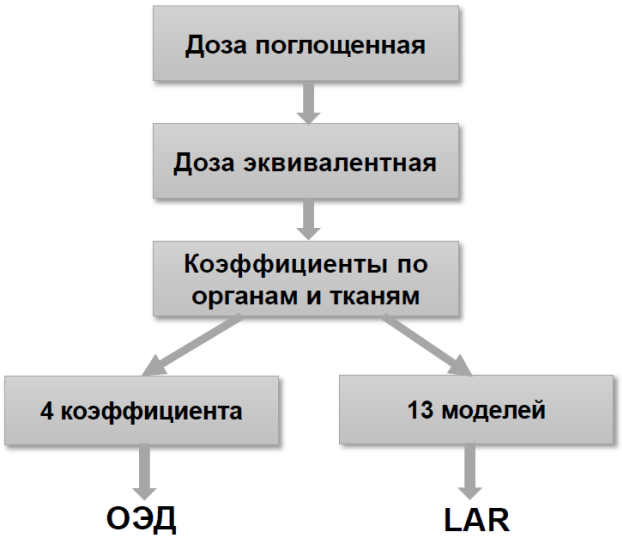



Рисунок 3 – Технология оценки ОЭД и LAR

Технология определения ожидаемых эффективных доз и lifetime атрибуте был риск пожизненного обусловленного риска по 103-й Публикации. Ожидаемая эффективная доза была введена НКДАР в 1975 году. Там есть всего четыре коэффициенты которые приведены в НРБ. Почему пришлось уйти от ожидаемой эффективной дозы по канцерогенезу? Потому что в 1975 году, как вы знаете, прошло только 20 лет с момента создания регистра Хиросимы и Нагасаки. И они к этому времени больше ничего не придумали кроме этих четырех коэффициентов. Дальше прошло еще 30 лет примерно 2005-2007 годы, 103-я Публикация, и уже пошли отдельные модели по каждому органу, где, конечно, работа идет с эквивалентными органными дозами. Это принципиальный результат, это тяжелый результат, но к нему надо идти, и я сейчас покажу, какие результаты достигнуты в «Прорыве».

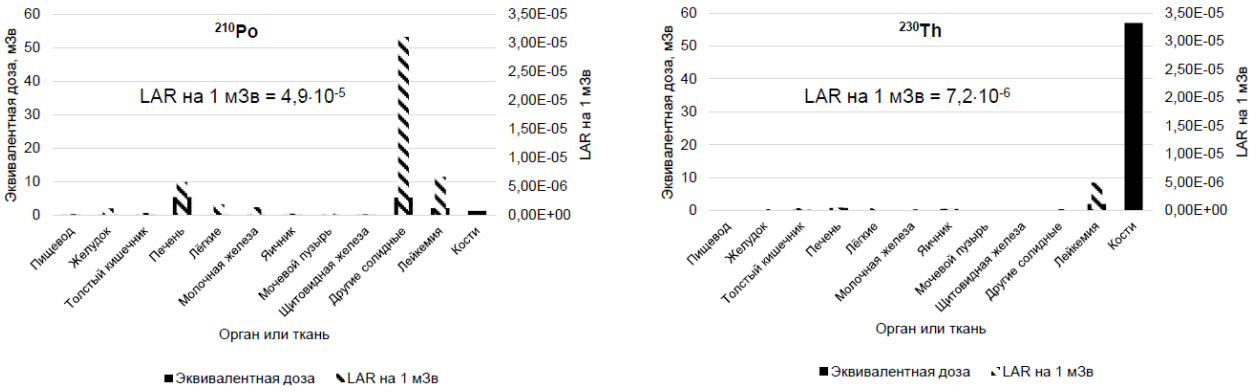



Рисунок 4 – Пожизненный обусловленный риск (LAR)

Я бы хотел показать вам простой пример, в чем отличие. Берем полоний с ожидаемой эффективной дозой 1 мЗв и получаем риск примерно 5*10-5. Вы видите слева, и вы видите, по каким органом бьет полоний. Дальше берем торий – справа - и тоже 1 мЗв, по ожидаемой эффективной дозе. Но канцерогенный риск его почти 8 раз ниже, чем по полонию при той же эффективной дозе. Почему? А вы посмотрите, по каким органам бьет торий, это в основном кости. Резистентность высокая, риски в 8 раз ниже. А по ожидаемой эффективной дозе мы должны сказать, что это из-за эквивалентного воздействия. Это не так.

Таблица 1 – Отношение радиационных рисков на 1 Зв эффективной дозы при внутреннем облучении за счёт перорального поступления радионуклидов 238U и 241Am в организм, для взрослого населения США

| Радионуклид | Дозовый коэффициент, Зв/Бк | Риск смертности, 1/Бк | Риск заболеваемости, 1/Бк | Риск смертности, 1/Зв | Риск заболеваемости, 1/Зв |
|---|---|---|---|---|---|
| $^{238}U$ | $4{,}50\cdot10^{-8}$ | $1{,}51\cdot10^{-9}$ | $2{,}34\cdot10^{-9}$ | 0,0336 | 0,0520 |
| $^{241}Am$ | $2{,}00\cdot10^{-7}$ | $2{,}56\cdot10^{-9}$ | $3{,}63\cdot10^{-9}$ | 0,0128 | 0,0182 |
| Отношение рисков на 1 Зв $^{238}U/^{241}Am$ | | | | 2,62 | 2,87 |

В данном случае эффективные дозы 2,62 мЗв и 2,87 мЗв от $^{241}Am$ соответствуют радиационным рискам смертности и заболеваемости таким же, как от 1 мЗв $^{238}U$. Применительно к проблеме «радиационной эквивалентности» это означает, что расчётный период выдержки ОЯТ, рассчитанный по отношению рисков, может отличаться от того, который рассчитан по отношению эффективных доз.

Уран и америций, вы видите, что 1 мЗв ожидаемой эффективной дозы по урану соответствует 3 мЗв ожидаемой эффективной дозы по америцию с позиции канцерогенного риска. Вот это прямое обоснование ухода от ожидаемой дозы и перехода к эквивалентным дозам и моделям радиационного риска по эквивалентным дозам.

Таблица 2 – Трансмутация минорных актинидов

| | ОЯТ ТР | РАО ТР+БР |
|---|---|---|
| $^{241}$Am | 79,5 | 0,733 |
| $^{242m}$Am | 0,050 | 0,030 |
| $^{243}$Am | 7,930 | 0,079 |
| **Сумма Am** | **87,48** | **0,842** |
| $^{243}$Cm | 9,98E-03 | 1,01E-03 |
| $^{244}$Cm | 0,508 | 1,33E-02 |
| $^{245}$Cm | 0,180 | 4,11E-03 |
| $^{246}$Cm | 1,74E-02 | 2,90E-04 |
| $^{247}$Cm | 1,98E-04 | |
| $^{248}$Cm | 1,25E-05 | |
| **Сумма Cm** | **0,716** | **0,019** |
| $^{237}$Np | 47,4 | 0,329 |
| **Сумма Am, Cm, Np** | **135,6** | **1,189** |

Эта модель, которая была разработана в «Прорыве», доктором Лопаткиным, когда к 2100 году реакторы на быстрых нейтронах полностью вытесняют тепловые реакторы и уровень выжигания по америцию доходит до 1 % остаточно.

Снижение прямого канцерогенного риска.

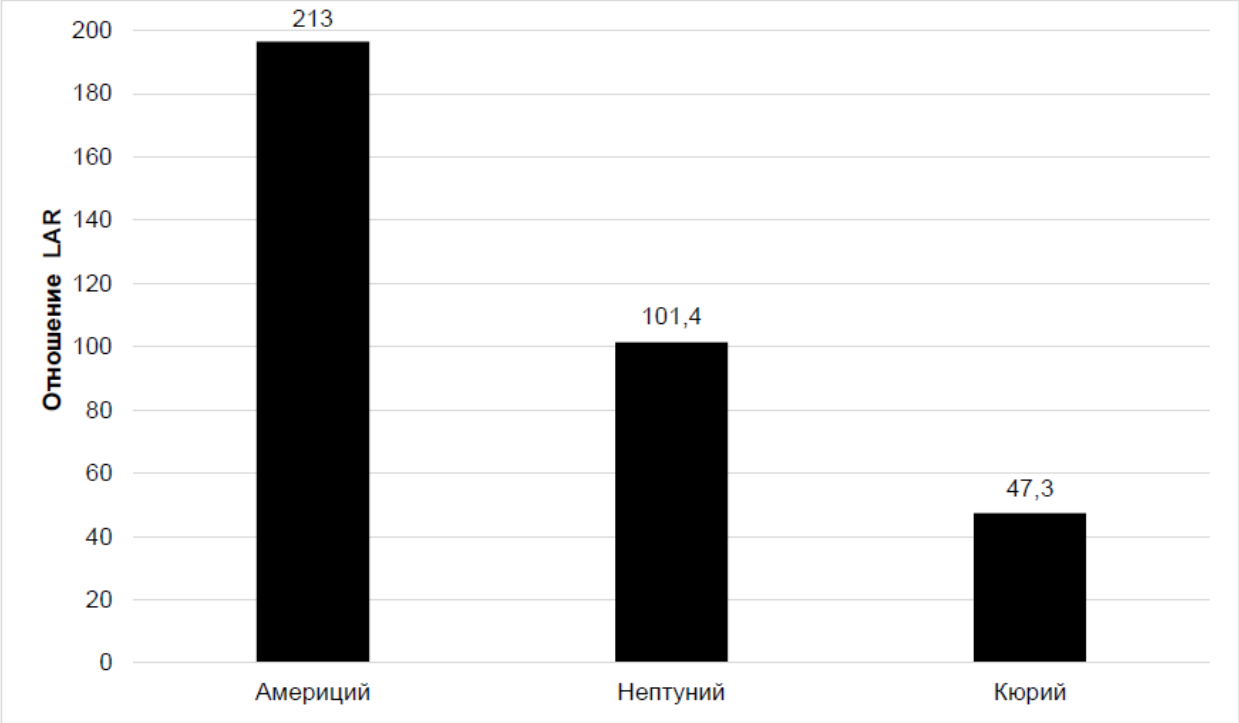



Рисунок 5 – Снижение канцерогенных рисков РБН по минорным актинидам

Мы знаем, по каким органам бьют минорные актиниды, мы знаем все модели и получаем, во сколько раз уменьшается канцерогенный риск по этим минорным

актинидам. Интересно заметить, что выжигание америция составляет 98-99 %, а выигрыш по рискам в 200 раз. Вопрос, почему? А потому что америций бьет по крови, а лейкозы имеют не линейную, а квадратичную зависимость. И вот мы получаем эти результаты. А теперь возникает главный вопрос - если мы по канцерогенному риску добились этих результатов, радиоэквивалентности мы добиваемся одновременно? По урановому сырью и РАО?

Технологии оценки канцерогенных рисков достаточно сложны, то есть речь идет о том, что мы знаем хорошо радионуклидный состав и ожидаемые эффективные дозы РАО и природного уранового сырья. Это нам позволяет перейти на эквивалентные дозы, оценить LAR, и сравнить эти конечные риски.

Рисунок 6 – Назначение ПМ РОЗА-РАО

Описана технология решения этой задачи, когда речь идёт о переходе к органным эквивалентным дозами и оценке канцерогенных рисков. Важно подчеркнуть вот что, примерно 2 недели назад программные модули роза (роза – это аббревиатура Радиологическое Обеспечения Защиты) приказом министерства цифрового развитием включены в единый реестр программ Российской Федерации. Это говорит о том, что решена проблема импортозамещения, и не только Госкорпорации «Росатом», а и Минздрава, и Минобороны одновременно, и вы знаете почему.

Это действительно проблема сложная, у нас конкуренты в направлении только американцы.

А)

Пожизненный атрибутивный риск (LAR) описывает пожизненное избыточное число смертей (или случаев заболеваний) в облучённой популяции по сравнению с необлучённой.

Для однократного облучения в возрасте $e$ с эквивалентной дозой $H_T$ в органе или ткани $T$ пожизненный атрибутивный риск заболеваемости от злокачественных новообразований локализации $T$ определяется формулой:

$$LAR(s,e,H_T) = \sum_{a=e}^{100} \left[ EAR\left(s,e,a,H_T\right) \cdot S_T\left(e,a\right) \right],$$

где $s$ – пол; $e$ – возраст при облучении; $H_T$ – эквивалентная доза в органе или ткани $T$; $EAR$ – избыточный абсолютный риск смерти в возрасте $a$ при облучении ткани $T$ дозой $H_T$ в возрасте $e$ для лиц пола $s$; $S_T$ – функция здорового дожития (без ЗНО с локализацией в $T$) от возраста $e$ до возраста $a$.

Б)

Рисунок 7а 7б – Технология определения LAR

Модель пожизненного риска - введен пол, эквивалентная доза и функция дожития. Такое выражение стоит для оценки пожизненного риска со всеми этими параметрами.

Здесь приведены все 13 моделей. Японцы говорят, что это им стоило 5 миллиардов долларов, то есть это работа 50 лет для того, чтобы получить эти коэффициенты.

| Локализация опухоли | Пол | $\beta$, $10^{-4}\times Зв^{-1}$ | $\gamma$ | $\omega$ |
|---|---|---|---|---|
| Все солидные | Муж | 43,20 | -24 | 2,22 |
| | Жен | 59,83 | | |
| Пищевод | Муж | 0,48 | 64 | 2,38 |
| | Жен | 0,66 | | |
| Желудок | Муж | 6,63 | -24 | 2,38 |
| | Жен | 9,18 | | |
| Толстая кишка | Муж | 5,76 | -24 | 2,38 |
| | Жен | 2,40 | | |
| Печень | Муж | 4,18 | -24 | 2,38 |
| | Жен | 1,30 | | |
| Лёгкое | Муж | 6,47 | 1 | 4,25 |
| | Жен | 8,97 | | |
| Молочная железа | Жен | 10,9 | -39 | 3,5* |
| Яичник | Жен | 1,47 | -24 | 2,38 |
| Мочевой пузырь | Муж | 2,00 | -11 | 6,39 |
| | Жен | 2,77 | | |
| Щитовидная железа | Муж | 0,69 | -24 | 0,01 |
| | Жен | 2,33 | | |
| Остальные солидные | Муж | 7,55 | -24 | 2,38 |
| | Жен | 10,45 | | |

$$EAR(s,c,g,a,d) = d\cdot\beta(s,c)\cdot\left(\frac{a}{70}\right)^{\omega(c)}\cdot\left(1+\frac{\gamma(c)}{100}\right)^{0,1(g-30)}$$

$s$ – пол, $c$ – локализация опухоли, $g$ – возраст при облучении, $a$ – возраст, на который рассчитывается риск (возраст дожития), $d$ – эквивалентная доза облучения, $\beta$, $\omega$, $\gamma$ – параметры аддитивной модели

* Для рака молочной железы $\omega$ =1 при возрасте дожития большем 50 лет

Рисунок 8 – Параметры моделей радиационного риска (LAR) по органным дозам (МКРЗ, Публикация 103)

Есть вопросы неопределенности, потому что по три коэффициента на каждый орган, если мы имеем высокую неопределенность, то это больше 40 параметров для монте-карловских моделей, и вы понимаете, что это такое на самом деле.

А теперь посмотрим сценарий применения всей этой технологии к сценарию оптимизации структуры ядерной энергетики, позволяющих к 2100 году обеспечить переход к радиологической эквивалентности в обращении с РАО.

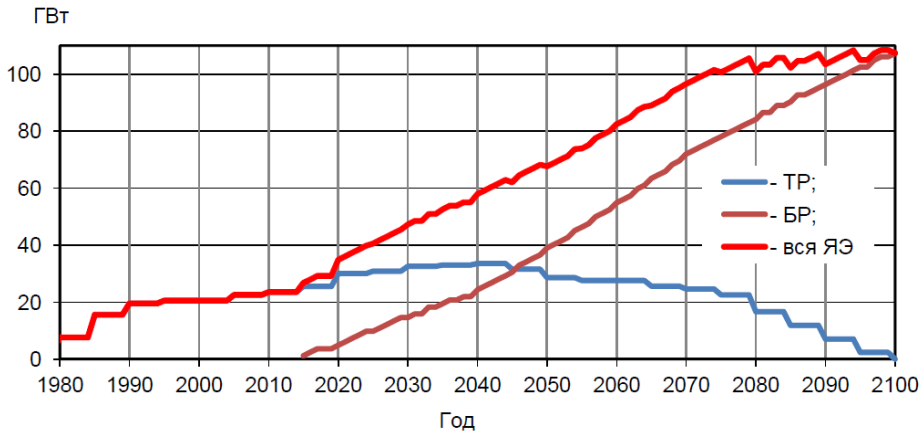



Рисунок 9 – Оптимальная структура ЯЭ в РФ, позволяющая с 2100 г. обеспечить переход к радиологической эквивалентности в обращении с РАО

Вы видите постепенный переход от тепловых реакторов к быстрым реакторам, модели тут разные. НТС Госкорпорации «Росатом» предлагает и не такие сценарии, чтобы вы знали, не так всё просто прогнозировать до 2100 года. Есть варианты с

неопределенностью, но тем не менее для простоты и сокращения времени мы рассматриваем вот этот вариант.

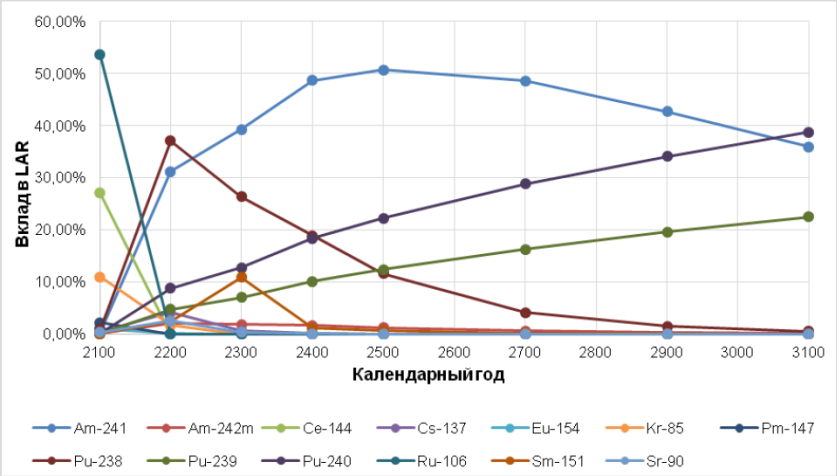



Рисунок 10 – Вклад (%) в пожизненный атрибутивный риск значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на ТР и БР

Вклад в процентах в пожизненный атрибутивный риск значимых радионуклидов в отходах ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах. Мы видим вклад 2200 год – два радионуклида америций-241 и плутоний-238 примерно в равной степени до 38 %, а потом побеждает америций примерно на 3 тысячи лет вперед. Остальные радионуклиды роли не играют в оценке вклада в пожизненный риск. Теперь главный результат.

А достаточно ли этого выжигания минорных актинидов, чтобы добиться радиологической эквивалентности.

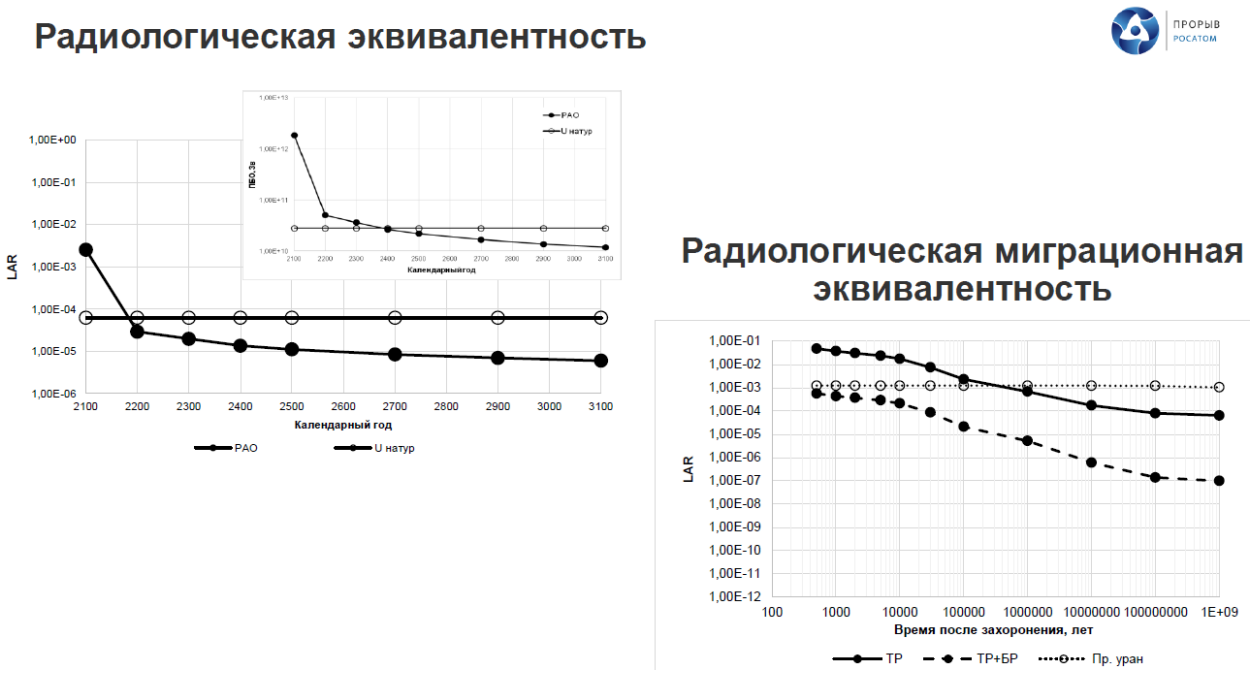



Рисунок 11 – Радиологическая эквивалентность и миграционная эквивалентность

Радиологическая эквивалентность по потенциальной биологической опасности, то есть по эффективной дозе была доказана и 30 лет назад, в НИКИЭТе, а вот по LAR оно получено было сравнительно недавно. Мы показываем, что примерно через сто лет выдержки, то есть к 2200 году по потенциальному канцерогенному риску РАО и природное урановое сырье имеют одинаковые показатели. Требуется 100 лет выдержки. Справа – радиологическая миграционная эквивалентность с тепловых реакторов и тепловых, и быстрых, вот в этой комбинации. Но надо сразу сказать, что по тепловым реакторам это же эквивалентность будем иметь, но вы видите на рисунке, когда она достигается - она достигается через пятьсот тысяч лет.

Интересно отметить, что результаты, который я вам показал, были опубликованы примерно 2-3 года назад, а недавно вышел документ МАГАТЭ, где написано напрямую, что использование замкнутого цикла на быстрых реакторов позволяет снизить радиотоксичность РАО в 100-200 раз, а у нас коэффициент был 213. Опубликован-то был намного раньше, чем этот документ МАГАТЭ, и сократить время выдержки РАО с более чем 100000 лет у нас 500тысяч лет получилось, до менее чем 1000 лет. Эти выводы МАГАТЭ сделало совсем недавно.

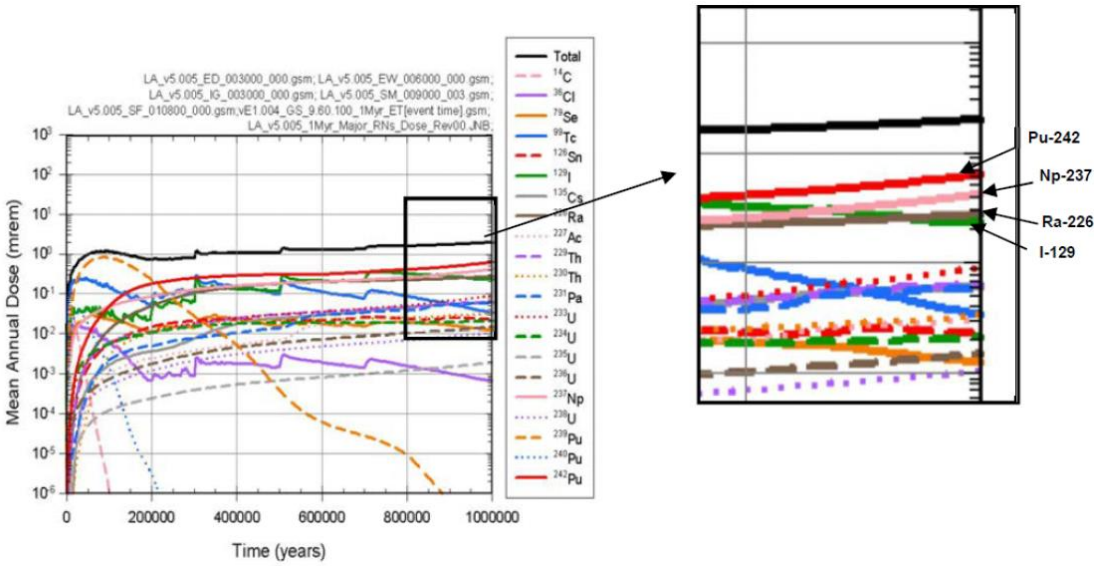



Рисунок 12 – Юкка-Маунтин, основные радионуклиды через 1 млн лет после захоронения РАО (Swift, Sassani, 2019)

Очень кратно о ситуации по Юкка-Маунтин. Там все замороженное, я на это время уделять не буду. Но все радионуклиды, которые справа показаны, у нас работает программный комплекс РОЗА, аналога которого в мире нет, то мы легко посчитали все рисковые проблемы Юкка-Маунтин, почему они остановились.

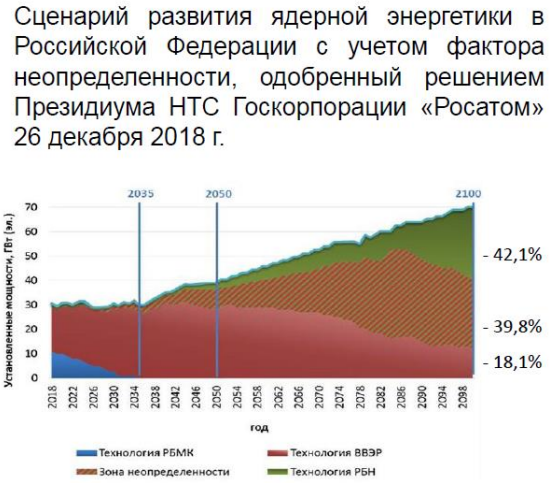
Требование МАГАТЭ вы помните, если речь идет о потенциальной биологической опасности, то ожидаемая эффективная доза не должна превышать 10 мЗв в год или менее. Требование сохраняется.

Таблица 3 – Пожизненный атрибутивный риск (LAR) онкосмертности для девочек в возрастной группе 0-5 лет от перорального поступления основных дозо- и рискобразующих радионуклидов (Юкка-Маунтин, 1 млн лет после захоронения РАО)

| Радионуклид | Доза, мкЗв | Вклад радионуклида в дозу, % | LAR |
|---|---|---|---|
| Pu-242 | 6,00 | 30,63 | 1,48E-07 |
| Np-237 | 4,00 | 20,42 | 7,57E-08 |
| Ra-226 | 3,00 | 15,31 | 6,87E-08 |
| I-129 | 2,50 | 12,76 | 2,12E-07 |
| U-233 | 0,90 | 4,59 | 3,08E-08 |
| Th-229 | 0,70 | 3,57 | 1,38E-08 |
| Pa-231 | 0,60 | 3,06 | 8,18E-09 |
| Tc-99 | 0,35 | 1,79 | 2,70E-08 |
| Ac-227 | 0,35 | 1,79 | 7,91E-09 |
| Th-230 | 0,35 | 1,79 | 5,60E-09 |
| Sn-126 | 0,25 | 1,28 | 9,53E-09 |
| U-234 | 0,20 | 1,02 | 6,90E-09 |
| U-236 | 0,15 | 0,77 | 5,19E-09 |
| Se-79 | 0,14 | 0,71 | 9,45E-09 |
| U-238 | 0,10 | 0,51 | 3,44E-09 |
| **ΣСумма** | 19,59 | | 6,32E-07 |

А это уже работает наш программный комплекс, который показывает, что по всем радионуклидам накопленная доза примерно 20 мЗв, а с учетом неопределенности по LAR

последняя цифра, красная, она может превышать величину $10^{-6}$, а вы помните, что это такое по НРБ – это  пренебрежимо малый риск. И его нарушать они не хотят.  и Юкка-Маунтин остановилась на многие годы.



| Сценарии развития ЯЭ | Достижение радиологической эквивалентности, лет | |
|---|---|---|
| | LAR | ПБО |
| Сценарий 1 | **99** | 287 |
| Сценарий 2 | **412** | 3 373 |
| Сценарий 3 | 12 277 | 46 856 |
| Сценарий 4 | 1 966 | 23 058 |

Рисунок 13 – Время достижения радиологической эквивалентности по величине канцерогенного риска (LAR) и потенциальной биологической опасности (ПБО), полученное с помощью ПМ РОЗА-РАО

Я вам говорил, что сценарий был довольно простой, когда быстрые реакторы и полностью вытесняют тепловые к 2100 году, нов 2018 году на НТС Росатома был рассмотрен вот такой вариант. Прогнозировать трудно на столько лет вперед. Вы видите 42 % энергомощности отводится быстрым реакторам, 18 % тепловым, а 39 – неопределенность. Мы рассмотрели четыре сценария. Первый сценарий, я уже говорил, что быстрые реакторы полностью вытесняют тепловые и примерно через 99 лет мы достигаем радиологической эквивалентности. Второй сценарий - когда вся неопределенность - 39 % - покрывается быстрыми реакторами и остаются только 18 % тепловых. Срок достижения радиологической эквивалентности 412 лет, это приемлемо.  А вот сценарии 3 и 4, когда тепловые реакторы играют существенную роль выработки интегральным показателем, сроки не приемлемы - 12 тысяч лет и 2 тысячи лет.  Прямые расчеты показывают, что при этом мы в местах захоронения будем иметь помещение по канцерогенному риску примерно 20 процентов. Через тысячу лет мы это будем иметь определенно совершенно.

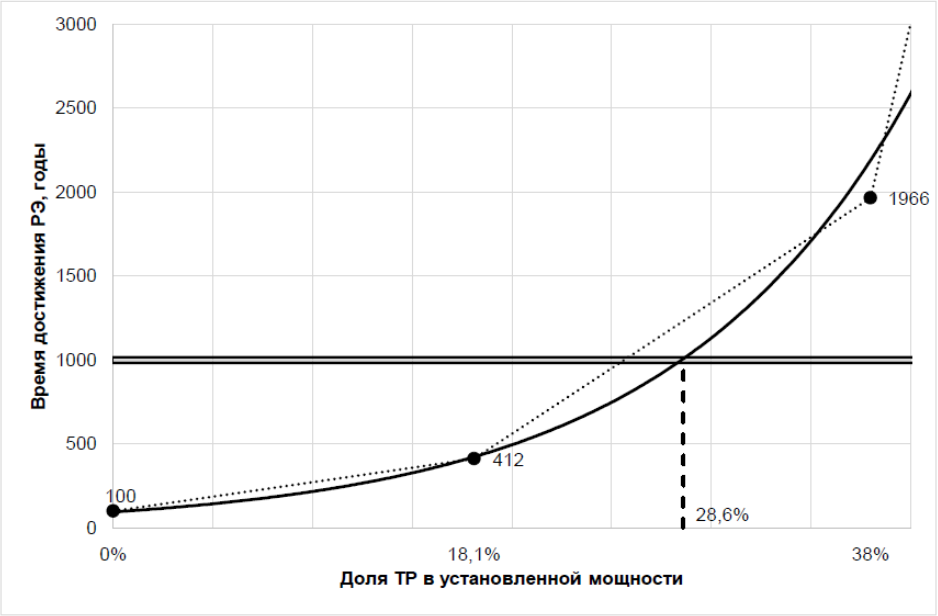



Рис 14 – Оценка доли тепловых реакторов (ТР) в установленной мощности к 2100 году при достижении радиологической эквивалентности (РЭ) через 1000 лет

Это новый результат, который нигде не опубликован. Коль мы получили точки по доле тепловых реакторов, то поставлена была такая задача – контейнеры, как правило, по международным стандартам работают до тысячи лет. Если мы тысячу лет ставим максимум, который мы можем держать в контейнерах РАО, то возникает вопрос, какой процент при этом может быть тепловых реакторов. Там было 18, вот мы показываем, что максимальный процент при тех условиях контейнеров, которые существуют сейчас, это 28 процентов.

Публикации. Результаты важные, новые, и они опубликованы не только в отечественных журналах, но и в ведущих международных журналах. В частности, 2 статьи с описанием всего, что я вам говорил, и доказательства в виде теорем опубликованы в Health Physics в этом году.

## Организационный комитет

### ПРЕДСЕДАТЕЛЬ

КРЮКОВ О. В. — директор по государственной политике в области РАО, ОЯТ и ВЭ ЯРОО Госкорпорации «Росатом»

### ЗАМ. ПРЕДСЕДАТЕЛЯ

БОЛЬШОВ Л. А. — академик РАН, д.ф.-м.н., профессор, научный руководитель ИБРАЭ РАН (по согласованию)

### ЧЛЕНЫ ОРГАНИЗАЦИОННОГО КОМИТЕТА

АБРАМОВ А.А. — заместитель директора по государственной политике в области РАО, ОЯТ и ВЭ - начальник Управления разработки и реализации программ реабилитации объектов наследия Госкорпорации «Росатом»

АДАМЧИК С.А. — генеральный инспектор Госкорпорации «Росатом»

АНДРЕЕВ Д.В. — и.о. заместителя директора по ядерной и радиационной безопасности и эксплуатации ресурсных центров ФГБУ «НИЦ «Курчатовский институт» (по согласованию)

АНИКИН А.Ю. — заместитель начальника управления – начальник отдела оценок, лицензирования и инспекций радиационно опасных объектов Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (по согласованию)

БУДЫКА А. К. — д.ф.-м.н., ученый секретарь, начальник отдела сопровождения деятельности НТС Блока по управлению Инновациями Госкорпорации «Росатом»

ДАВИДОВ А.В. — заместитель директора Департамента судостроительной промышленности и морской техники Министерства промышленности и торговли Российской Федерации (по согласованию)

| | |
|---|---|
| ДЕРЯБИН С.А. | старший менеджер проектного офиса разработки долгосрочных программ Госкорпорации «Росатом» |
| ДОРОФЕЕВ А. Н. | к.т.н., руководитель проектного офиса «Формирование единой государственной системы обращения с РАО» Госкорпорации «Росатом» |
| ЗАХАРЧЕВ А. А. | руководитель проектного офиса «Комплексная утилизация АПЛ» Госкорпорации «Росатом» |
| КЛИМЧЕНКО А.В. | начальник инспекции (государственного надзора за ядерной и радиационной безопасностью) – заместитель начальника Управления государственного надзора за ядерной и радиационной безопасностью Министерства обороны Российской Федерации (по согласованию) |
| КОНДРАТЕНКОВ О.И. | советник Департамента коммуникаций Госкорпорации «Росатом» |
| КОРОГОДИН В.И. | директор по управлению ЖЦ ЯТЦ и АЭС Госкорпорации «Росатом» |
| КОСТЮЧЕНКО М.И. | заместитель директора Департамента по взаимодействию с регионами Госкорпорации «Росатом» |
| КУРБАТОВА Т.Г. | руководитель проекта департамента международного бизнеса Госкорпорации «Росатом» |
| НИКИФОРОВ С.И. | главный специалист Управления поддержки новых бизнесов Госкорпорации «Росатом» |
| ПОСПЕХОВ Д.В. | начальник отдела координации и сопровождения деятельности государственных научных центров Департамента инноваций и перспективных исследований Министерства науки и высшего образования Российской Федерации (по согласованию) |
| РАЙКОВ С.В. | директор Департамента ядерной и радиационной безопасности, организации лицензионной и разрешительной деятельности Госкорпорации «Росатом» |

| | |
|---|---|
| РОМАНОВИЧ И.К. | д.м.н., профессор, член-корр. РАН, директор ФБУН «Санкт-Петербургский НИИ радиационной гигиены им. профессора П.В. Рамзаева» Роспотребнадзора (по согласованию) |
| САМОЙЛОВ А.С. | д.м.н., профессор, генеральный директор ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России (по согласованию) |
| СЕЛЕЗНЁВ Ю.Н. | к.э.н., ректор АНО ДПО «Техническая академия Росатома» |

## Программный комитет

### ПРЕДСЕДАТЕЛЬ

| | |
|---|---|
| БОЛЬШОВ Л. А. | Академик РАН, д.ф.-м.н., профессор, научный руководитель ИБРАЭ РАН (по согласованию) |

### ЗАМ. ПРЕДСЕДАТЕЛЯ

| | |
|---|---|
| ЛИНГЕ И. И. | Д.т.н., заместитель директора по информационно-аналитической поддержке комплексных проблем ядерной и радиационной безопасности ИБРАЭ РАН (по согласованию) |

### ЧЛЕНЫ ПРОГРАММНОГО КОМИТЕТА

| | |
|---|---|
| АДАМЧИК С.А. | генеральный инспектор Госкорпорации «Росатом» |
| БОЧАРОВ К.Г. | заместитель генерального инспектора Госкорпорации «Росатом» |
| БУДЫКА А.К. | д.ф.-м.н., ученый секретарь, начальник отдела сопровождения деятельности НТС Госкорпорации «Росатом» |
| ВИШНЯКОВА Н.М. | д.м.н., заместитель директора ФБУН «Санкт-Петербургский НИИ радиационной гигиены им. профессора П.В. Рамзаева» Роспотребнадзора (по согласованию) |
| ГОЛОВИХИНА О.С. | советник Департамента по взаимодействию с регионами Госкорпорации «Росатом» |
| ДЕМИН В.М. | к.ф.-м.н., доцент, и.о. заведующего кафедрой НИЯУ «МИФИ» (по согласованию) |
| ИВАНОВ В.К. | д.т.н., профессор, член корреспондент РАН, заместитель директора по научной работе Медицинского радиологического научного центра имени А.Ф. Цыба – филиала «Национального медицинского исследовательского радиологического центра» Министерства здравоохранения Российской Федерации», (по согласованию) |
| КУЛЮХИН С.А. | д.х.н., заместитель директора института по научной работе ИФХЭ РАН (по согласованию) |
| ЛОПАТКИН А.В. | д.т.н., заместитель генерального директора по НИОКР АО «НИКИЭТ» (по согласованию) |
| МОКРОВ Ю.Г. | д.т.н., советник генерального директора ФГУП «ПО «Маяк» по науке |

| | |
|---|---|
| | и экологии ФГУП «ПО «Маяк» (по согласованию) |
| МЯСОЕДОВ Б.Ф. | д.х.н, академик РАН, советник РАН (по согласованию) |
| РОМАНОВ С.А. | к.б.н., представитель Российской Федерации в Международной комиссии по Радиологической защите, директор ФГУП ЮУрИБФ ФМБА России (по согласованию) |
| САМОЙЛОВ А.С. | д.м.н., профессор, генеральный директор ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России (по согласованию) |
| САНЖАРОВА Н.И. | д.б.н., профессор, член-корреспондент РАН, академик РАЕН, директор ФГБНУ «ВНИИРАЭ» (по согласованию) |
| СТРИЖОВ В.Ф. | д.ф.-м.н., заместитель директора по разработке интегрированных программных комплексов анализа безопасности АЭС и ЯТЦ ИБРАЭ РАН (по согласованию) |
| ХАМАЗА А.А. | к.т.н., директор ФБУ «НТЦ ЯРБ» (по согласованию) |
| ЧЕСНОКОВ А.В. | д.т.н., ученый секретарь Курчатовского комплекса реабилитации и нераспространения ФГБУ «НИЦ «Курчатовский институт» (по согласованию) |
| ШЕРШАКОВ В.М. | д.т.н., генеральный директор НПО «Тайфун» (по согласованию) |

## ПРИ ПОДДЕРЖКЕ:

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Российская Академия Наук

РОСАТОМ

ИБРАЭ

## ИНФОРМАЦИОННЫЕ ПАРТНЕРЫ:

ТАСС
ИНФОРМАЦИОННОЕ АГЕНТСТВО РОССИИ

АРКТИКА ЭКОЛОГИЯ И ЭКОНОМИКА
НАУЧНЫЙ И ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

ПРОИЗВОДСТВЕННОЕ ОБЪЕДИНЕНИЕ МАЯК
ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»
ЖУРНАЛ «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»

АТОМНАЯ 2.0 ЭНЕРГИЯ

НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
РАДИАЦИОННАЯ ГИГИЕНА

ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Аппаратура и новости радиационных измерений
АНРИ

# СЕКЦИИ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ»

**СЕКЦИЯ № 1 «РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ»**

**СЕКЦИЯ № 2 «РАСЧЕТНЫЕ КОДЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»**

**СЕКЦИЯ № 3 «БЕЗОПАСНОСТЬ НА ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЯХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА»**

**СЕКЦИЯ № 4 «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ»**

http://фцп-ярб2030.рф/conf2020/
Организационный комитет: тел.: 8 (495) 955-23-42, email: conf2020@ibrae.ac.ru

75 лет Атомной отрасли

XI **Российская научная конференция**
Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях

# МАТЕРИАЛЫ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ

# РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

**Москва. 26—29 октября 2021 года**

*Том 2.*

# *Материалы секции № 1 «Радиационная безопасность»*

# СОДЕРЖАНИЕ

*Панфилов А.П.* Радиационное воздействие на персонал в разные периоды времени создания и развития основных объектов атомной отрасли страны (исторические аспекты) 8

*Курындин А.В., Шаповалов А.С., Тимофеев Н.Б.* Система государственного нормирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду ..... 23

*Бакин Р.И., Киселев А.А., Красноперов С.Н., Ильичев Е.А., Коняев П.А*. Развитие методологии зонального размещения постов аскро в районах расположения яроо с учетом документов МАГАТЭ ..... 33

*Крышев А.И., Сазыкина Т.Г., Крышев И.И., Косых И.В., Павлова Н.Н., Бурякова А.А., Газиев И.Я.* Радиоэкологические критерии радиационной безопасности окружающей среды при использовании ядерных технологий ..... 41

*Саркисов А.А., Высоцкий В.Л.* Реконструкция событий и последствий ядерной аварии на атомной подводной лодке к-431 в 1985 году ..... 48

*Бочаров К.Г.* Вопросы гармонизации законодательства и нормативных правовых актов российской федерации с учетом совершенствования международных требований и требований законодательства российской федерации в области радиационной безопасности ..... 57

*Иванов Б.В.* Детритизация электростатического спектрометра установки «троицк ню-масс» ..... 64

*Прозорова И.В., Мухамедиев К.С., Прозоров А.А.* Определение мощности эквивалентной дозы на площадке дкхоят от контейнеров укх с оят ру бн-350..... 75

*Хорошилова К.Д., Сазонов А.Б., Грачев В.А., Быстрова О.С., Сорокопуд М.О.* Методика расчета содержания основных химических форм йода в воде аварийного приямка ВВЭР ..... 83

*Иванов С.А., Мартынов В.В.* Сокращение времени определения содержания радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочей зоны ..... 92

Мурашова Е.Л. Опыт использования автоматизированной установки отбора проб уот-02 для контроля радиоактивных выбросов..... 99

*Мухамедиев А.К., Прозорова И.В., Попов Ю.А.* Радиационная обстановка после проведения испытаний снуп-топлива в реакторе игр ..... 108

*Спирин Е.В.* Современное состояние радиоэкологической обстановки 30-км зоны расположения одэк ..... 116

*Куликов К.Н., Попов С.В., Богданов Г.А., Иванов А.Б., Заочинский С.П., Данилин А.А., Кузнецов И.Н.* Комплексное проектирование объектов инфраструктуры проведения реабилитационных работ в пункте временного хранения ОЯТ и РАО в Губе Андреева .. 125

*Фомичев В.В.* Корреляция наработанной активности 99мо и дозовых нагрузок на персонал ..... 134

*Брагин Ю.Н.* Анализ распределений индивидуальных доз работников атомных станций АО "Концерн росэнергоатом" с помощью информационно-статистического подхода. Часть 2 ..... 143

*Колодин Е.М., Мартынюк Ю.Н., Панин М.П.* Расчет чувствительности детектора для дозиметрии импульсного нейтронного излучения от источника спектра деления ..... 152

*Игнатов Р.Ю., Рубинштейн К.Г., Курбатова М.М., Киселёв А.А., Бутаков Н.Ю., Толстых М.А., Мизяк В.Г.,* Система ансамблевого прогноза параметров радиационной обстановки для задач аварийного реагирования ..... 160

*Балачков М.М., Ершова В.И.* Разработка многослойной защиты от нейтронного излучения на основе полиэтилена и борида вольфрама ..... 167

К*рышев И.И., Павлова Н.Н., Косых И.В., Бурякова А.А., Сазыкина Т.Г., Крышев А.И.* Анализ динамики радиоэкологической обстановки в зоне наблюдений ФГУП «ПО «МАЯК» ..... 172

*Алексеев А.Г.* Проведение проверки эффективности биологической защиты при пуске новых энергоблоков АЭС ..... 178

*Алексеев А.Г.* Методические вопросы индивидуального дозиметрического контроля нейтронного излучения ..... 185

*Бирюков А.П., Коровкина Э.П., Орлов Ю.В., Васильев Е.В., Дибиргаджиев И.Г.* Онкоэпидемиологическая ситуация вблизи объектов атомной промышленности и ядерной энергетики ..... 191

Панов А.В., Исамов Н.Н., Кузнецов В.К. Анализ результатов радиационно-экологического мониторинга в регионе размещения ростовской АЭС ..... 197

Переволоцкая Т.В. Кластеризация атомных электростанций с реакторами pwr по величинам годового нормализованного выброса ..... 205

*Переволоцкий А.Н.* Объемная активность радионуклидов и мощность поглощенной дозы в приземном слое воздуха при суточном штатном радиоактивном выбросе (на примере ЛАЭС-2) ..... 206

*Клочкова Н.В., Савельев А.А., Писаненко С.С.* Радиоэкологическая оценка грунтов, почвы и природных вод строительной площадки для сооружения центра ядерной науки и технологий в республике Замбия ..... 207

*Гордеев С.К.* Мониторинг фоновых концентраций природных и техногенных радионуклидов в приземном слое воздуха Москвы ..... 214

*Мелихова Е.М., Абалкина И.Л.* Плюсы и минусы линейной беспороговой гипотезы ..... 220

*Санжарова Н.И., Фесенко С.В., Кузнецов В.К., Исамов Н.Н.* Сравнительная оценка результатов мониторинга окружающей среды в районах размещения атомных электростанций ..... 229

*Балонов М.И.* Опыт и уроки радиационной защиты населения после чернобыльской и фукусимской аварий ..... 236

*Фесенко С.В., Шубина О.А., Санжарова Н.И.* Десять уроков аварийного реагирования в сельском хозяйстве после аварии на АЭС Фукусима 1 ..... 249

*Сорокин Д.В.* Совершенствование нормативной базы в области аварийного реагирования ..... 258

*Орловская В.И., Трифонов А.Г.* Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал аэс-2006 при аварийных ситуациях с учетом типовой инфраструктуры промплощадки . 265

*Бурякова А.А., Крышев И.И., Сазыкина Т.Г., Павлова Н.Н.* Методология оценки экологического ущерба от радиоактивного загрязнения окружающей среды: опыт апробации для объектов использования атомной энергии ..... 274

*Иванов О.П.* Методы и системы дистанционной дозиметрии для ОИАЭ ..... 282

*Бакин Р.И., Киселев А.А., Красноперов С.Н., Пантелеев В.А., Сегаль М.Д.* Подходы к оценке интегральных и индивидуальных рисков чс с радиационным фактором при проведении мероприятий по выводу из эксплуатации ОИАЭ, в том числе на объектах ядерного наследия ..... 290

*Макарчук М.В.* Совершенствование нормативной правовой поддержки пятого уровня глубокоэшелонированной защиты объектов использования атомной энергии ..... 299

# *Секция № 1*

# *«Радиационная безопасность»*

*Руководитель: Линге Игорь Иннокентьевич*

*Заседание № 1: Общие вопросы радиационной безопасности в атомной отрасли*

*Заседание № 2: Вопросы радиационной безопасности при нормальной эксплуатации объектов использования атомной энергии*

*Заседание № 3: Краткий обзор поступивших докладов*

*Руководитель: Красноперов Сергей Николаевич*

*Заседание № 4: Вопросы аварийной готовности и реагирования, опыт и уроки радиационных аварий*

# РАДИАЦИОННОЕ ВОЗДЕЙСТВИЕ НА ПЕРСОНАЛ В РАЗНЫЕ ПЕРИОДЫ ВРЕМЕНИ СОЗДАНИЯ И РАЗВИТИЯ ОСНОВНЫХ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ СТРАНЫ (ИСТОРИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ)

Панфилов А.П.

*ГК «Росатом», г. Москва*

В докладе впервые делается попытка провести анализ радиационного воздействия на персонал основных ядерно и радиационно опасных объектов атомной отрасли в историческом разрезе с учетом прошедших за эти годы значительных организационных и структурных изменений, а также оценить прогресс в области радиационной защиты персонала за 75 лет существования отрасли.

Данный доклад является продолжением серии публикаций, посвященных 70-летию отечественной атомной отрасли, в которых была представлена информация о становлении и преобразованиях, произошедших в системе обеспечения радиационной безопасности в России (СССР) и в международных документах, о современном состоянии радиационной безопасности в отрасли, а также об актуальных вопросах нормативно-методического обеспечения радиационного контроля на предприятиях отрасли.

В докладе приведена краткая характеристика изменения облучаемости персонала: в первые годы высокие среднегодовые и максимальные дозы, главным образом на ПО «Маяк», превышающие существовавшие в те годы нормативы; к середине 60-х годов за счет существенного изменения технологий условия труда работников радиационно опасных объектов отрасли были значительно улучшены, было обеспечено применение новых СИЗ, внедрение адекватных методов и средств радиационного контроля; в результате чего, облучаемость персонала на опасных в радиационном отношении производствах была нормализована.

Отмечено, что текущее функционирование предприятий атомной отрасли в полной мере соответствует национальному законодательству, нормам и правилам радиационной безопасности. С 2008 года не было случаев превышения дозового предела 50 мЗв/год, сокращается число лиц, индивидуальные годовые дозы которых превышают 20 мЗв. Результаты внедрения современной технологии оптимизации радиационной защиты на основе системы АРМИР демонстрируют рост в последние годы уровня радиационной безопасности персонала отрасли, о чем свидетельствует сокращение доли лиц, относящихся к группе повышенного радиационного риска (выше 10-3), в 2019 году число таких лиц составило 700 человек (1,08% от численности персонала, включенного в

систему АРМИР). Абсолютное большинство персонала, относящихся к группе А, работает в условиях приемлемого профессионального риска.

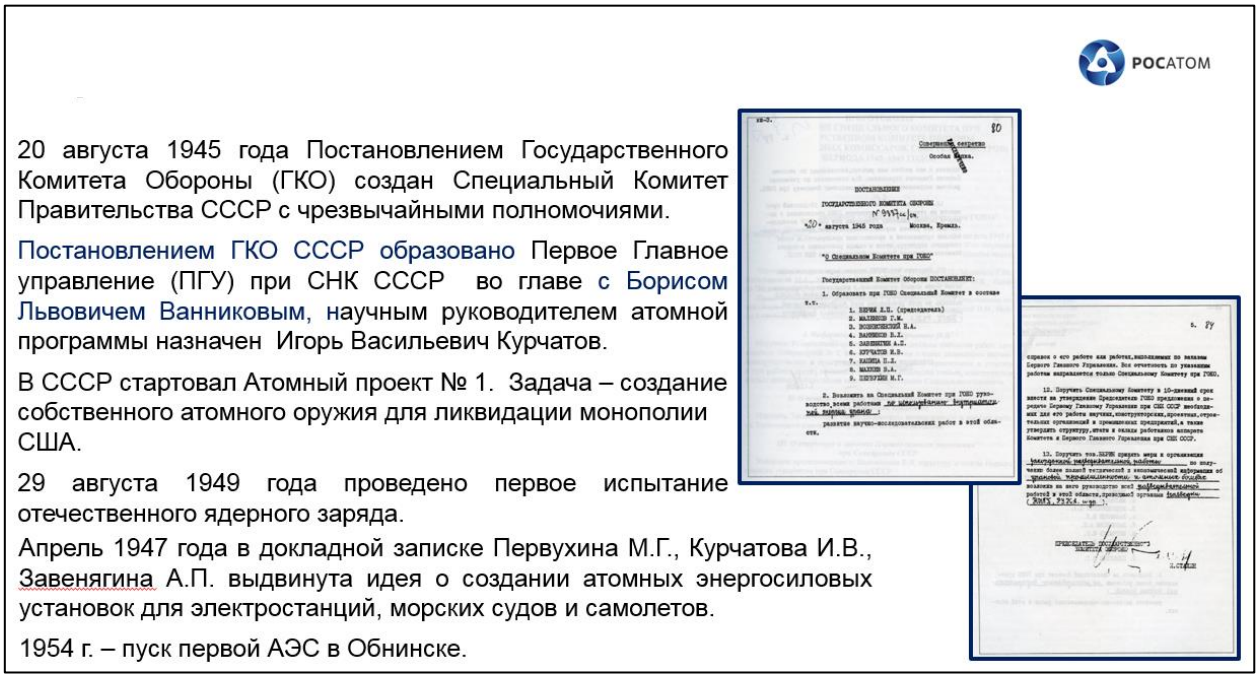



Рисунок 1 - В 2020 году исполнилось 75 лет атомной отрасли

Рисунок 2 - 2020 год – 75 лет атомной отрасли, 2022 год– 75 лет системе 3ГУ / ФМБА

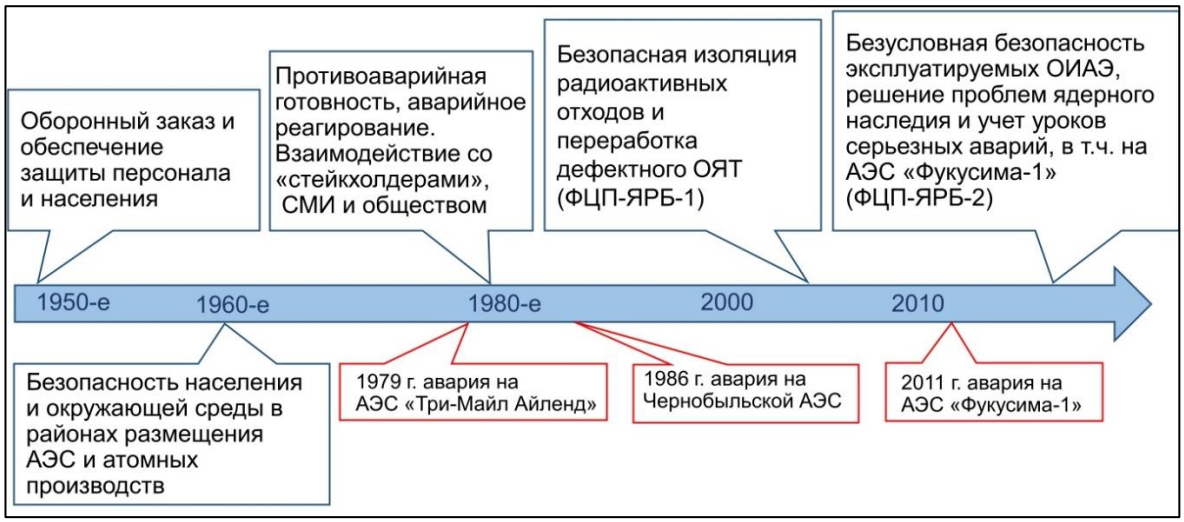



Рисунок 3 - Изменение отношения к безопасности в атомной отрасли. Уроки истории

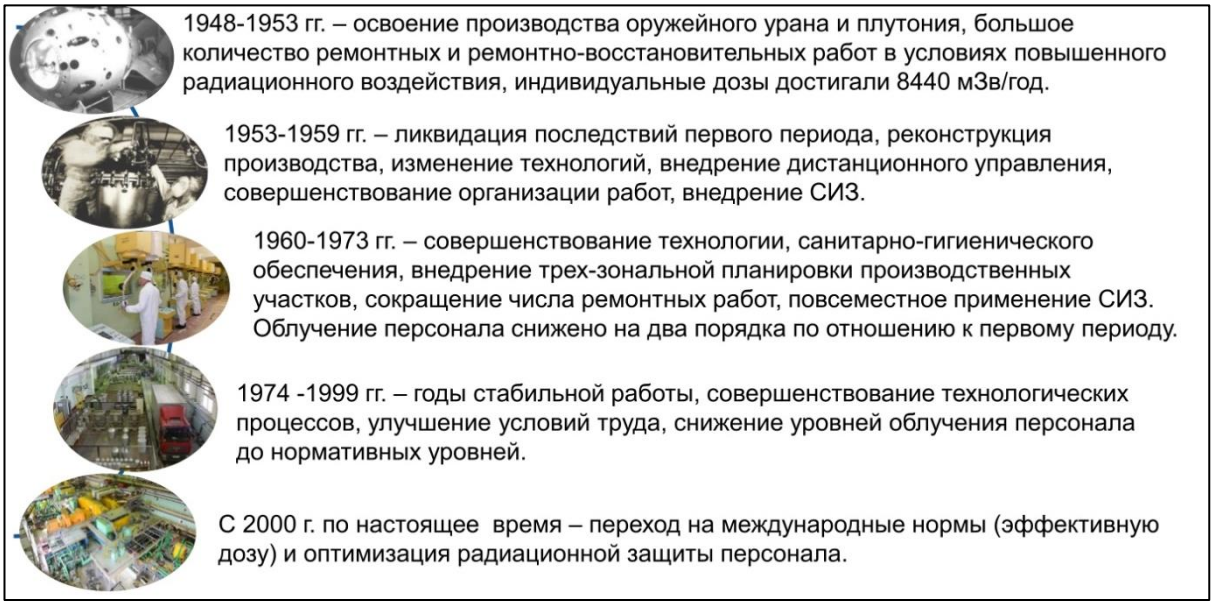



Рисунок 4 - Основа обеспечения радиационной безопасности - технология производств. Исторические этапы в атомной отрасли

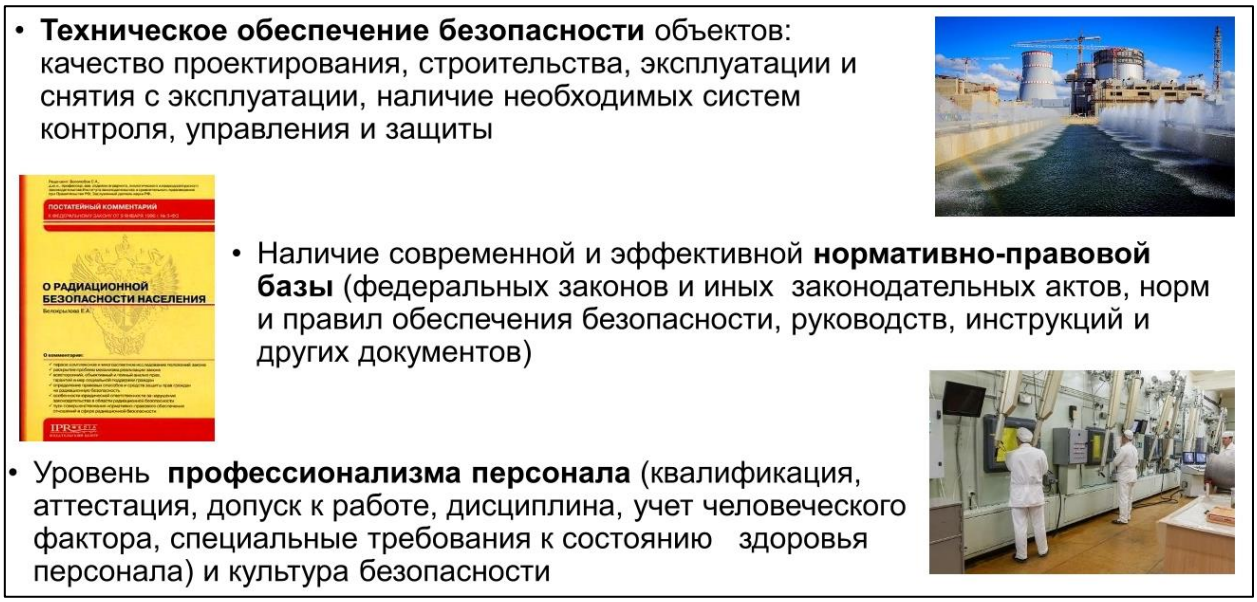



Рисунок 5 - Базовые составляющие обеспечения безопасности объектов атомной отрасли

Рисунок 6 - Атомная отрасль сегодня

В нашей работе мы в первую очередь обеспечиваем полную безопасность людей и окружающей среды. В безопасности нет мелочей – мы знаем правила безопасности и выполняем их, пресекая нарушения.

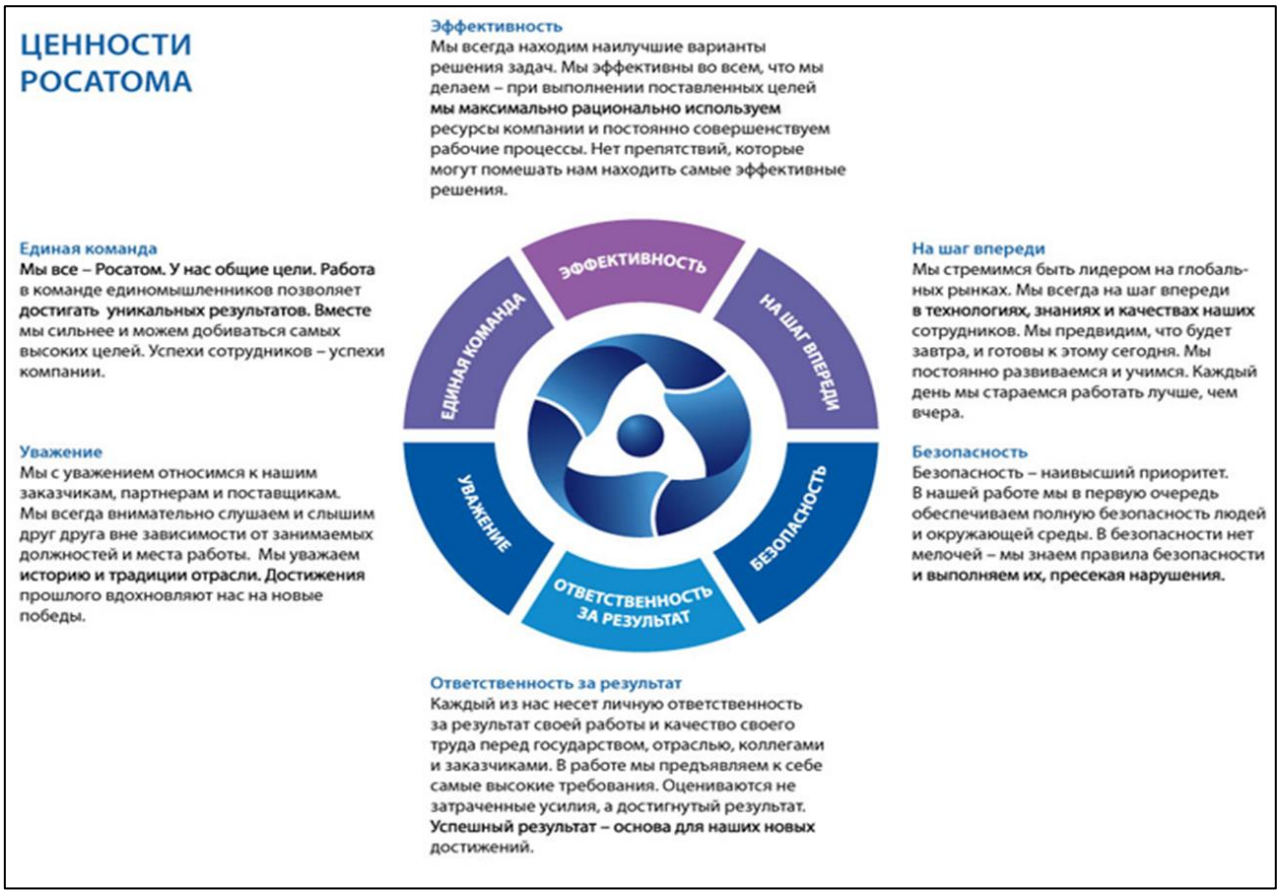



Рисунок 7 - Безопасность – наивысший приоритет в системе ценностей Корпорации

Рисунок 8 - Международная комиссия по радиологической защите (образована в 1928 г. и преобразована в 1950 г.)

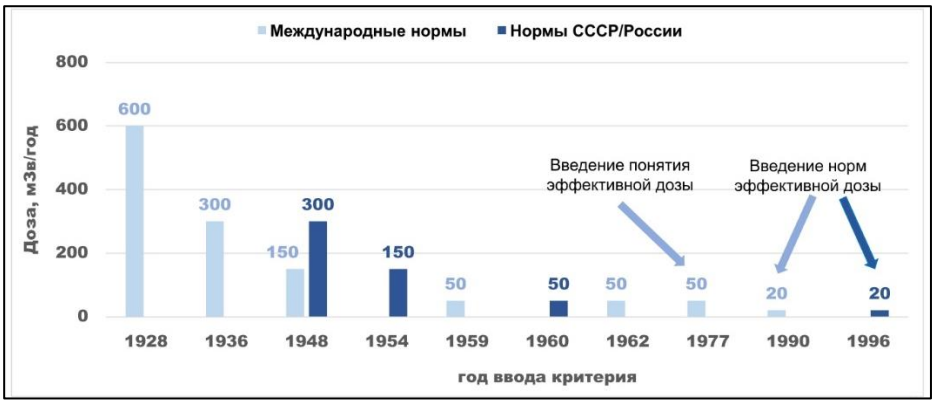



Рисунок 9 - Хронология изменений норм радиационной безопасности для профессиональных работников

| *Дата утверждения, №* | *Наименование документа* | *Дозовые пределы* |
|---|---|---|
| 24.08.**1948** № Т-1031с | Общие санитарные нормы и правила по охране здоровья работающих на объектах А и Б комбината № 817 | **0,1 Р/день** (30 Р/год) При аварии - 25 Р за 15 мин |
| 10.02.**1950** № 2413с | Временные общие санитарные нормы и правила по охране здоровья работающих с радиактивными веществами | **30 Р/год** При аварии- 25 Р за 15 мин |
| 11.04.**1954** № 851с | Санитарные нормы проектирования предприятий и лабораторий | **15 Р/год** 0,05 Р/день При аварии -25 Р/год |
| 25.06.**1960** № 333-60 | Санитарные нормы и правила работы с радиоактивными веществами и ИИИ | **5 бэр/год** (100 мбэр/нед) При аварии - 25 бэр/год |
| 25.08.**1969** № 821А-69 | Нормы радиационной безопасности (НРБ-69) | **5 бэр/год** (3бэр/квартал) При ликвидации аварии – 25 бэр |
| 07.06.**1976** № 141-76 | Нормы радиационной безопасности (НРБ-76, НРБ-76/87) | **5 бэр/год** При ликвидации аварии- 25 бэр |
| 09.01.**1996** № 3-ФЗ | **Закон о радиационной безопасности населения** | **20 мЗв/год**- средняя за 5 лет (max 50 мЗв/год). При ликвидации аварии – 200 мЗв |
| 19.04.**1996**, СП 2.6.1.758-99 02.07.1999 07.07.**2009** СанПиН 2.6.1.2523– 09. | Нормы радиационной безопасности (НРБ-96, НРБ-99 и **НРБ-99/2009)** | **20 мЗв/год**- средняя за 5 лет (max 50 мЗв/год). При ликвидации аварии – 200 мЗв |

Рисунок 10 - Эволюция основных дозовых пределов облучения для профессиональных работников СССР / России

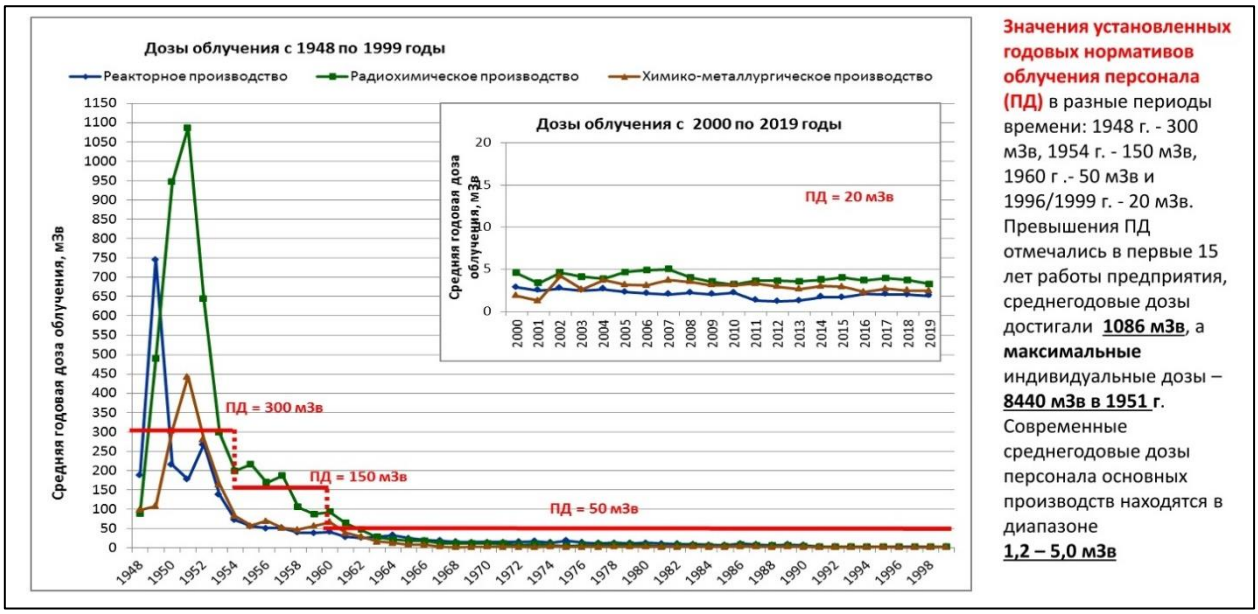



Рисунок 11 - Динамика изменения среднегодовых доз персонала основных производств ПО «Маяк», начиная с 1948 г.

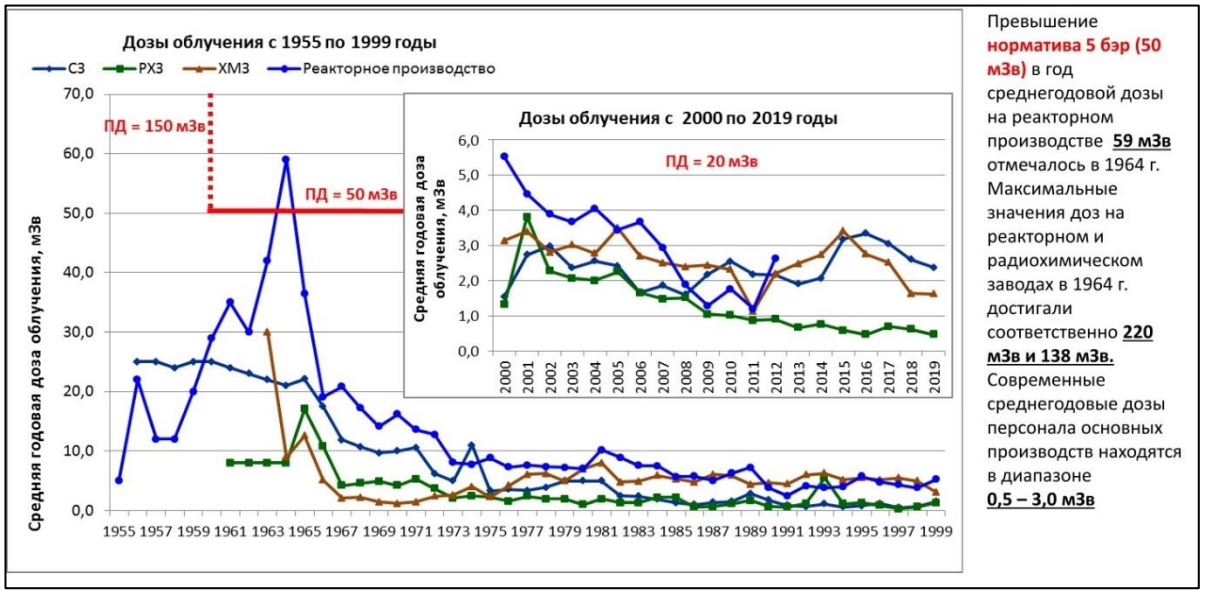



Рисунок 12 - Динамика облучаемости персонала основных производств «СХК», начиная с 1955 г.

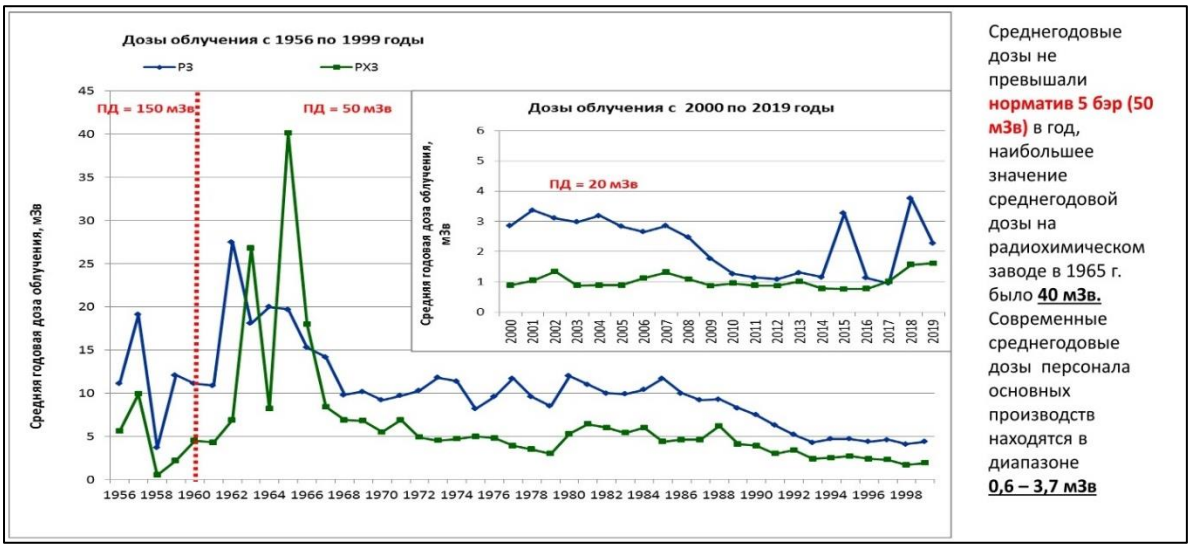



Рисунок 13 - Динамика облучаемости персонала основных производств «ГХК», начиная с 1956 г.

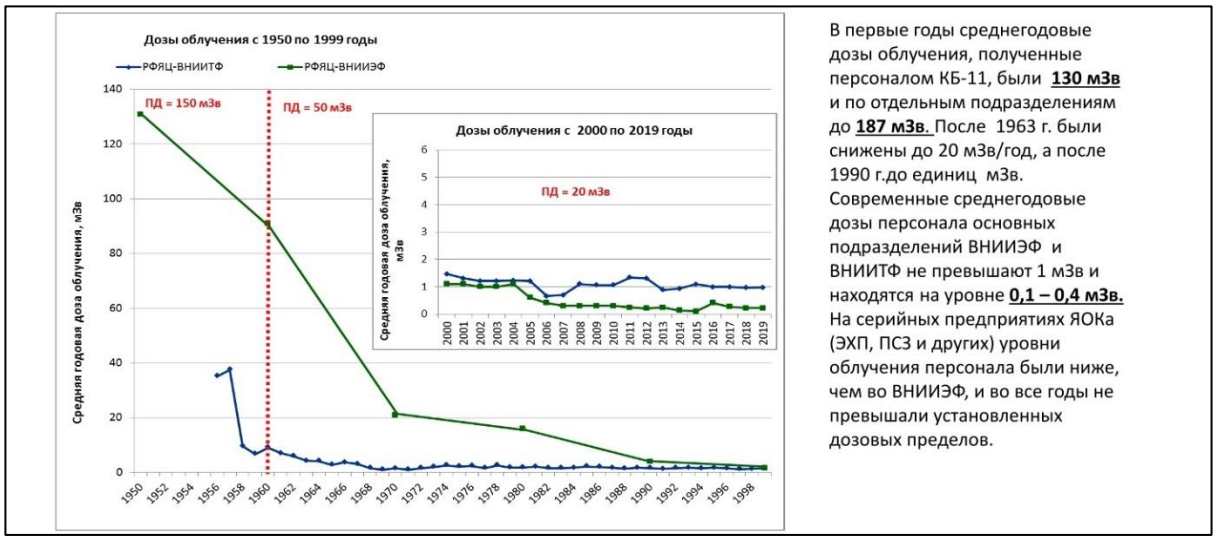



Рисунок 14 - Динамика облучаемости персонала основных подразделений ВНИИЭФ (КБ-11) с 1950 года и ВНИИТФ с 1956 г.

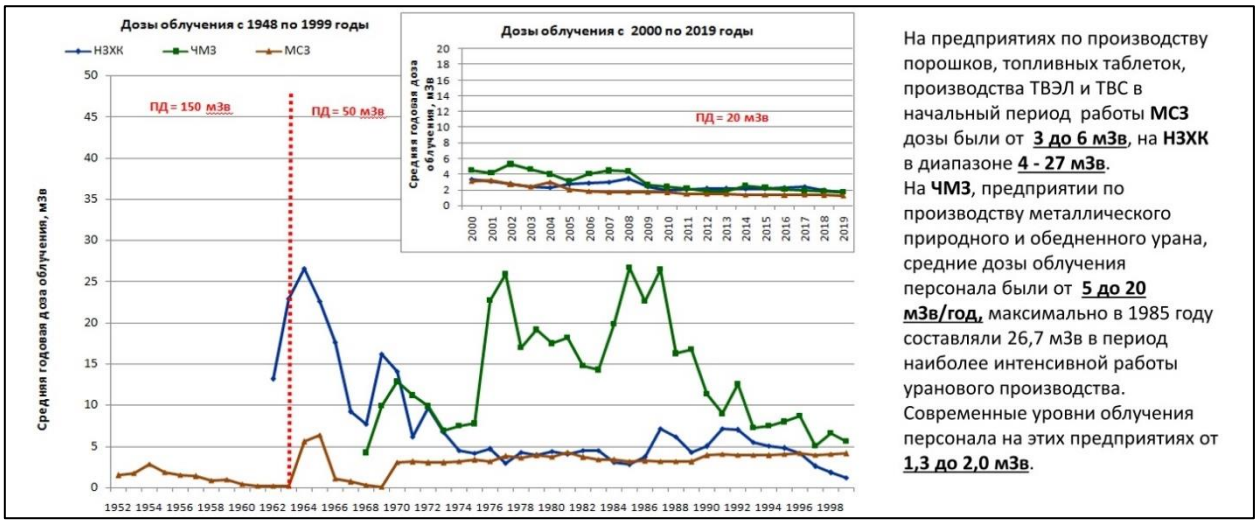



Рисунок 15 - Среднегодовые дозы работников МСЗ, НЗХК, ЧМЗ с 1952 г.

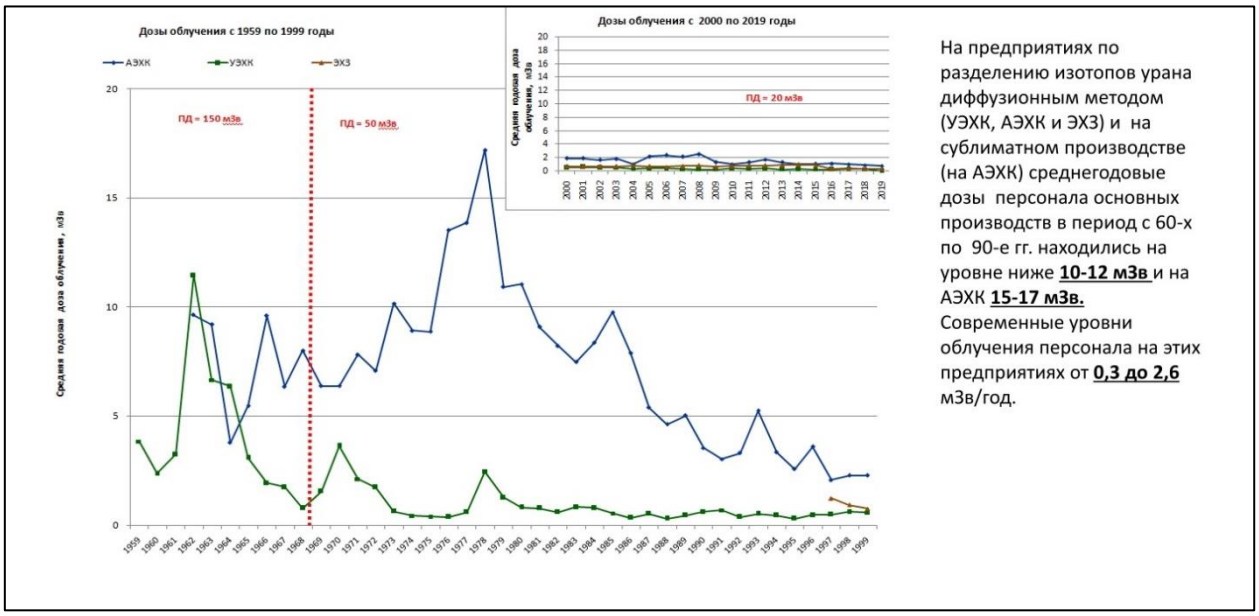



Рисунок 16 - Среднегодовые дозы работников УЭХК, АЭХК и ЭХЗ с 1958 г.

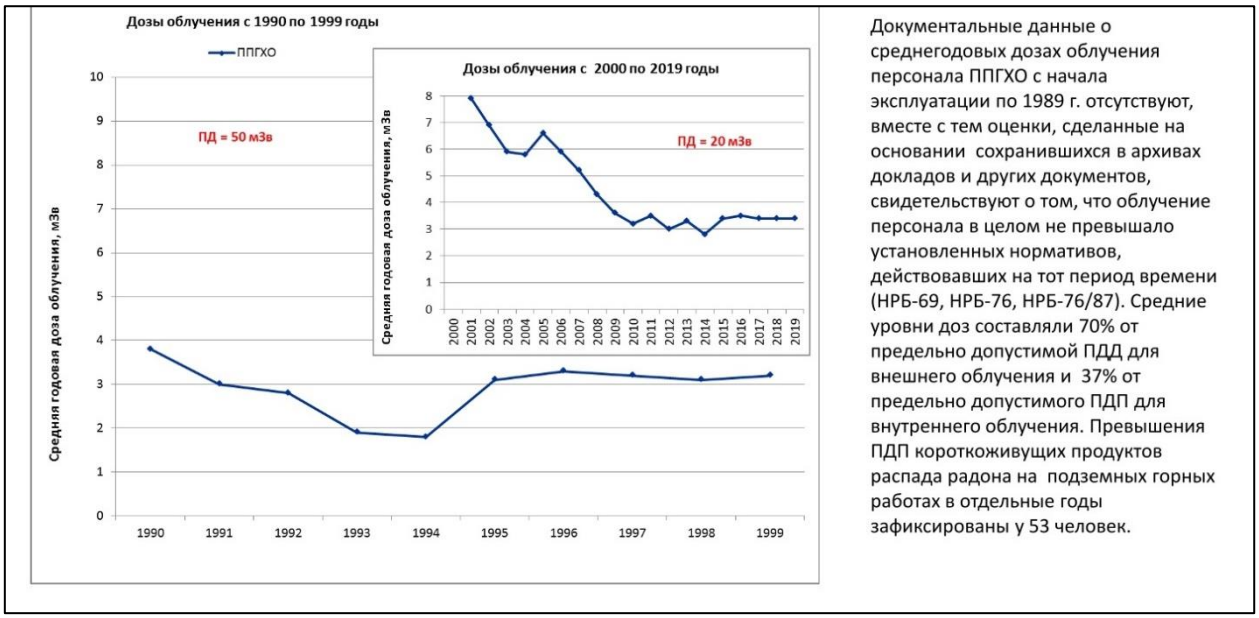



Рисунок 17 - Среднегодовые дозы работников ППГХО за период с 1990 г.

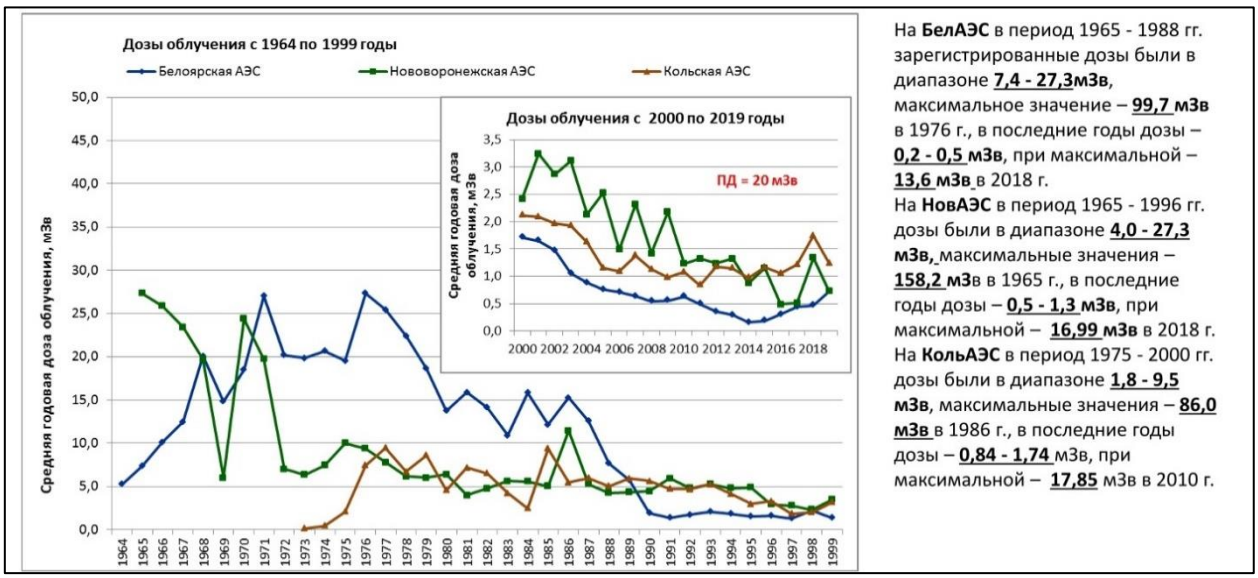
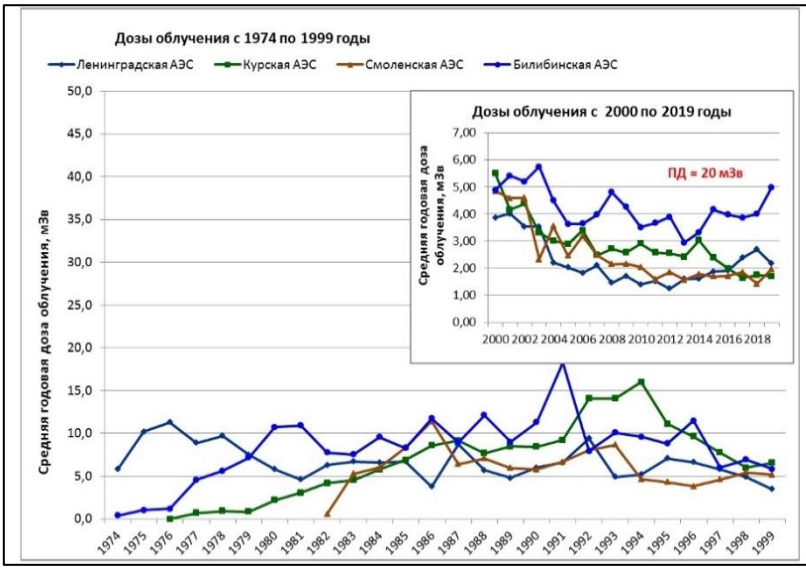
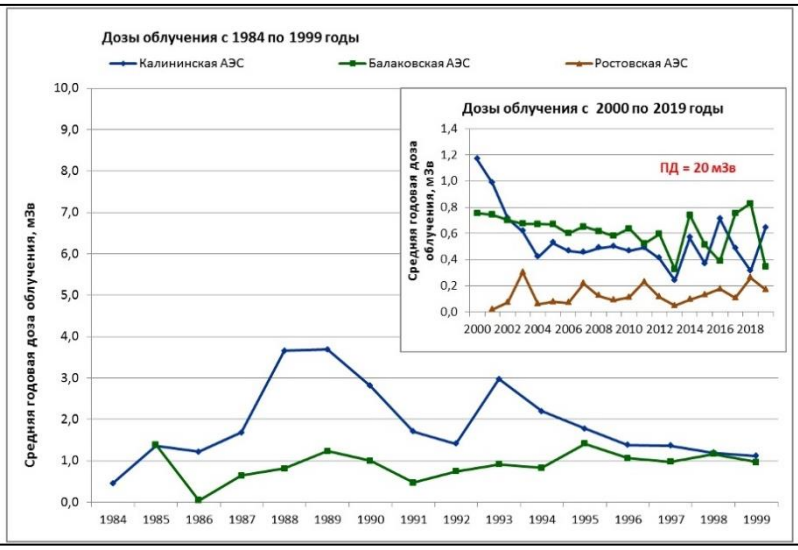



Рисунок 18 - Динамика облучаемости персонала Белоярской АЭС, Нововоронежской АЭС и Кольской АЭС с 1964 г.




На **Ленинградской** АЭС в период 1974 - 2000 гг. зарегистрированные дозы были в диапазоне **4,0 - 11,3** мЗв**,** максимальное значение – **103,4** мЗв в 1975 г., в последние годы дозы – **1,2 - 2,7** мЗв, при максимальной – **19,5** мЗв в 2010 г.
На **Курской** АЭС **в** период 1977 - 2000 гг. дозы были в диапазоне **0,9 - 16,0** мЗв максимальные значения – **49,9** мЗв в 1985-1994 гг., в последние годы дозы – **1,6 - 3,0** мЗв, при максимальной - **16,98** мЗв в 2018 г..
На **Смоленской** АЭС в период 1982 - 2000 гг. дозы были в диапазоне **3,8 - 8,7** мЗв, максимальные значения – **100,3** мЗв в 1985 г., в последние годы дозы – **1,4-2,0** мЗв, при максимальной - **20,0** мЗв в 2010 г.. На **Билибинской** АЭС в период 1977 - 2000 гг. зарегистрированные дозы были в диапазоне **4,6 - 18,3** мЗв, максимальное значение – **49,9** мЗв в 1983 г., в последние годы дозы – **2,9 - 4,8** мЗв, при максимальной – **19,3** мЗв в 2010 г.

Рисунок 19 - Динамика облучаемости персонала Ленинградской АЭС, Курской АЭС, Смоленской и Билибинской АЭС с 1974 г.




На **Балаковской** АЭС в период 1985 - 2000 гг. зарегистрированные дозы были в диапазоне **0,5 - 1,4** мЗв, максимальное значение – **38,7** мЗв в 1989 г., в последние годы дозы – **0,4 - 0,8** мЗв, при максимальной – **17,0** мЗв в 2010 г. На **Калининской** АЭС **в** период 1984 - 2000 гг. дозы были в диапазоне **1,1 - 3,6** мЗв, максимальные значения – **104,6** мЗв в 1990 г., в последние годы дозы – **0,4-0,8** мЗв, при максимальной - **15,9** мЗв в 2012 г. На **Ростовской** АЭС в период 2001 - 2010 гг. дозы были в диапазоне **0,06 - 0,3** мЗв, максимальные значения – **5,8** мЗв в 2007 г., в последние годы дозы – **0,05 - 0,26** мЗв, при максимальной – **7,25** мЗв в 2018 г.

Рисунок 20 - Динамика облучаемости персонала Балаковской АЭС, Калининской АЭС и Ростовской АЭС с 1984 г.

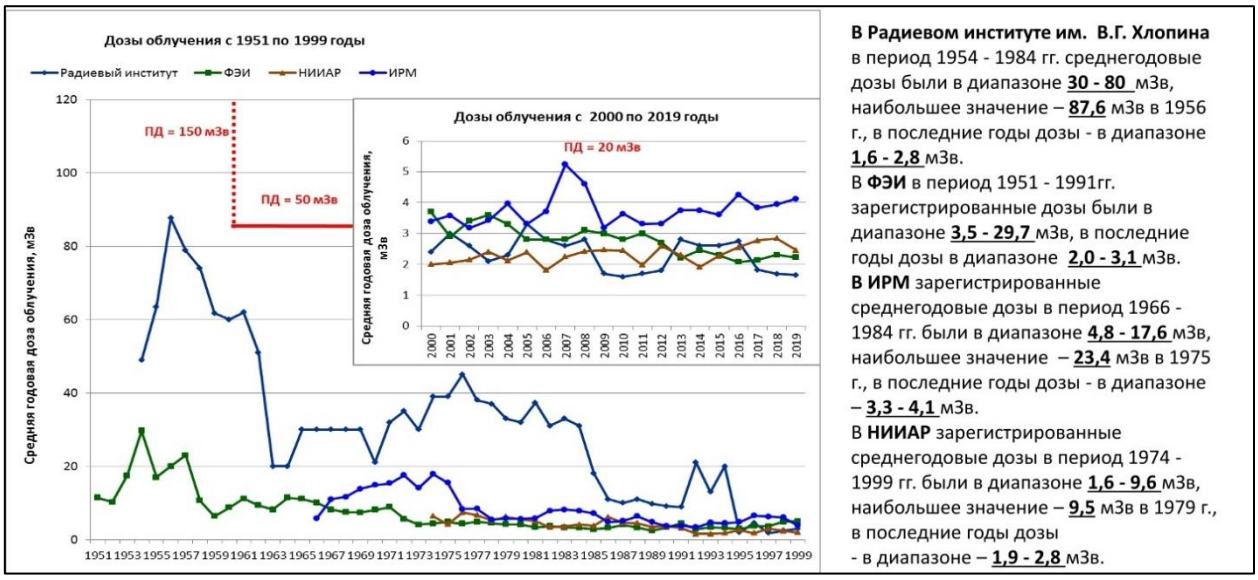



Рисунок 21 - Среднегодовые дозы персонала ФЭИ с 1951 г., Радиевого института им. В.Г. Хлопина с 1954 г., ИРМ с 1966 г., НИИАР с 1974 г.

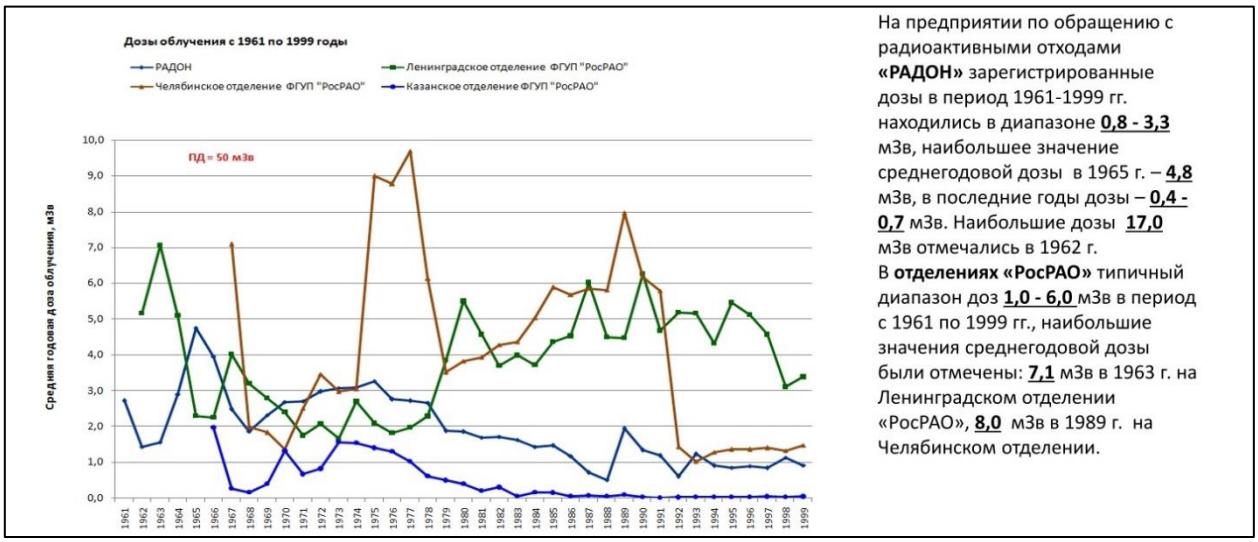



Рисунок 22 - Среднегодовые дозы облучения персонала «РАДОН» и отделений «РосРАО» с 1961 г. до 2000 г.

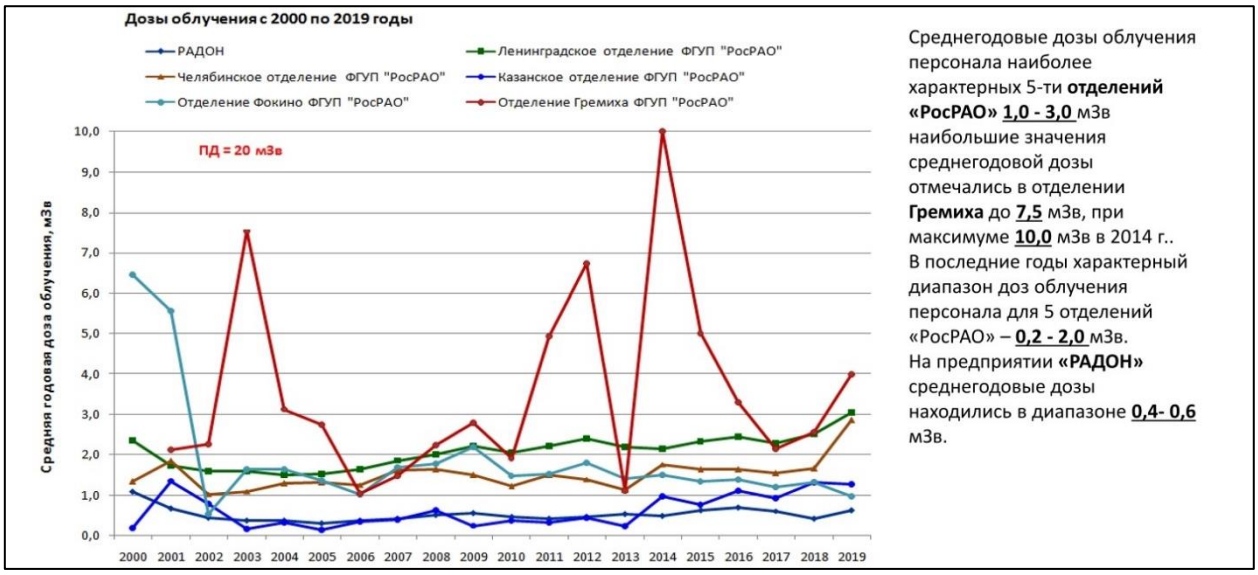



Рисунок 23 - Среднегодовые дозы облучения персонала «РАДОН» и отделений «РосРАО» после 2000 г.

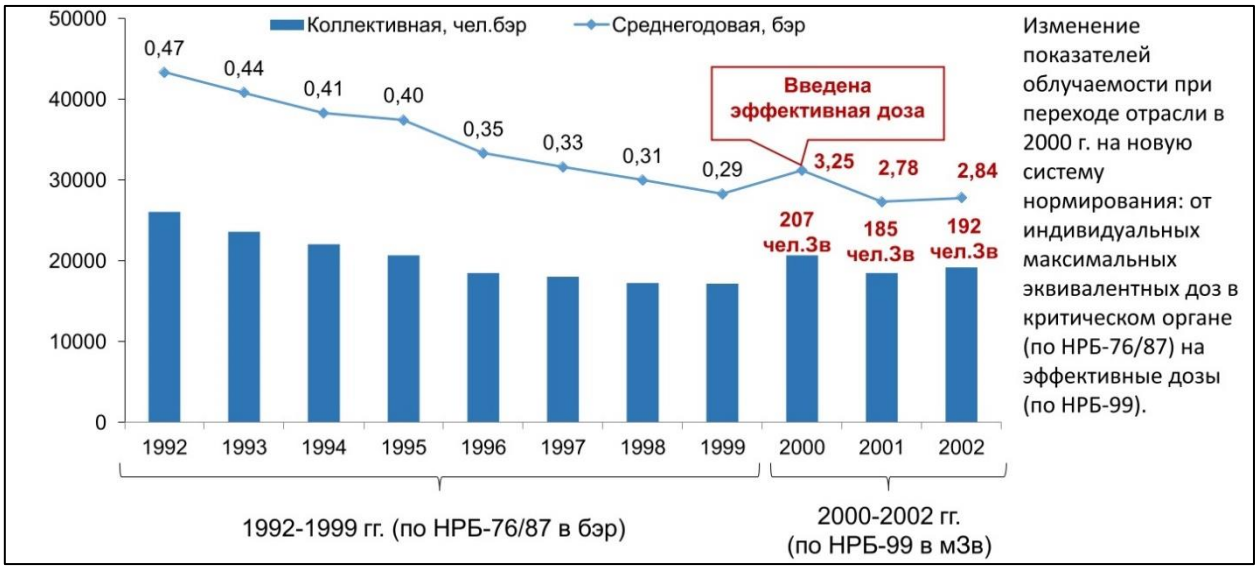



Рисунок 24 - Среднегодовые и коллективные дозы облучения персонала Минатома России в период 1992-2002 гг.

Рисунок 25 - Показатели облучаемости персонала и численность лиц персонала группы А отрасли в период 2000-2020 гг.

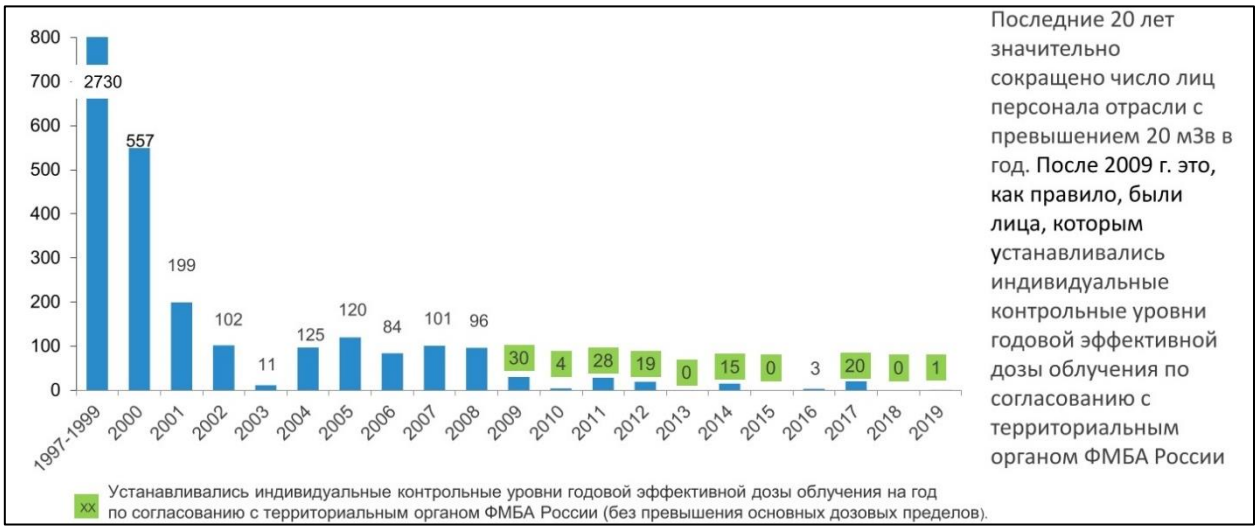



Рисунок 26 - Число лиц с эффективной дозой в диапазоне 20-50 мЗв в период после 1997 г.

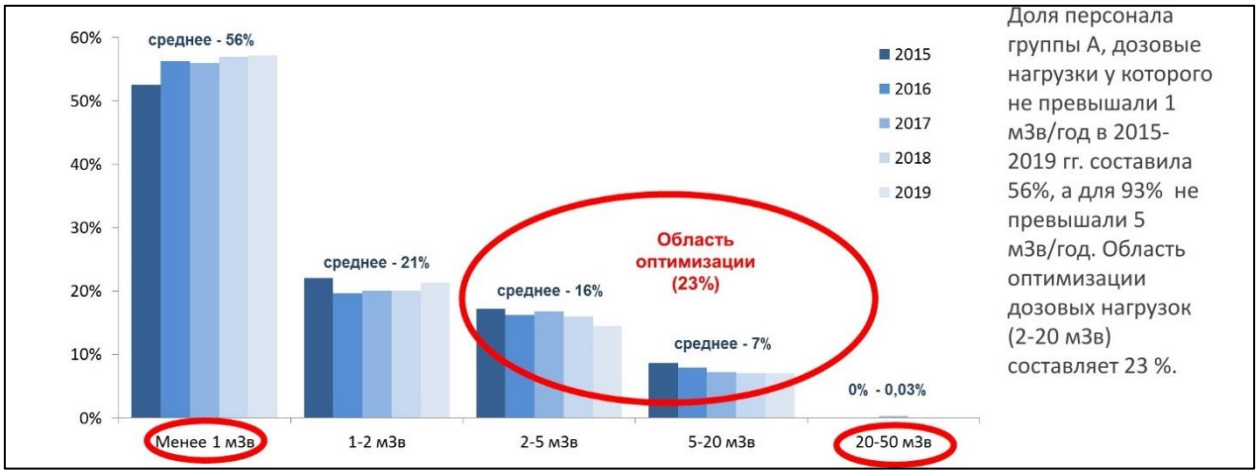



Рисунок 27 - Распределение дозовых нагрузок по диапазонам

Рисунок 28 - Результаты мониторинга рисков по системе АРМИР*

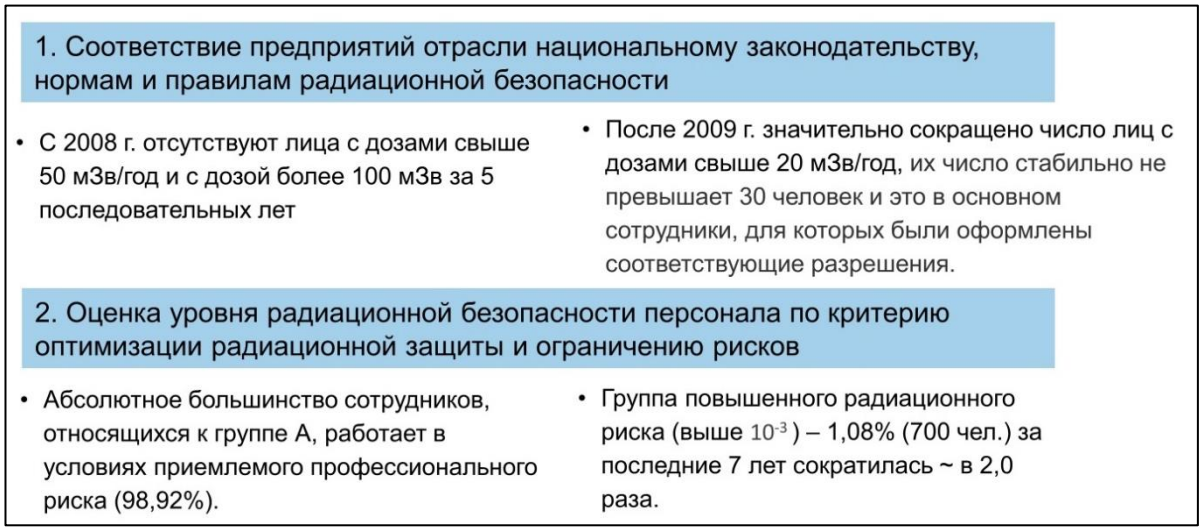



Рисунок 29 - Показатели облучаемости персонала и численность лиц персонала группы А отрасли в период 2000-2020 гг.

# СИСТЕМА ГОСУДАРСТВЕННОГО НОРМИРОВАНИЯ ВЫБРОСОВ И СБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Курындин А.В., Шаповалов А.С., Тимофеев Н.Б.

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва*

Принятым в Российской Федерации механизмом для ограничения воздействия на население и окружающую среду выбросов и сбросов радиоактивных веществ (далее – РВ), образующихся в результате хозяйственной деятельности, является нормирование выбросов и сбросов [1], [2]. В [3] установлен ориентир на обеспечение соответствующей современным требованиям защиты населения от радиационного воздействия, а в качестве одного из инструментов реализации данной цели определена система нормирования выбросов и сбросов РВ и выдача разрешений на выбросы и сбросы. Такой подход рекомендован и Международным агентством по атомной энергии (далее – МАГАТЭ) в [4,5], согласно которым:

1) организации, осуществляющие выбросы (сбросы) РВ обязаны иметь утвержденные регулирующим органом власти нормативы выбросов (сбросов), а также обеспечить контроль за выбросами (сбросами);

2) нормативы подлежат рассмотрению (анализу, оценке) со стороны регулирующего органа.

Законодательные основы системы государственного нормирования установлены федеральными законами [1], [6]. Положения данных федеральных законов предписывают:

1) утверждение нормативов разрешениями, выдаваемыми уполномоченным федеральным органом исполнительной власти (далее – ФОИВ) в порядке, установленном Правительством Российской Федерации;

2) применение нормирования только в отношении РВ, перечень которых устанавливается Правительством;

3) обязательность проведения организациями, деятельность которых сопровождается выбросами (сбросами) РВ (далее - организации), инвентаризации источников выбросов (сбросов) и выбрасываемых в атмосферный воздух (сбрасываемых в водные объекты) РВ. Кроме того, в [6] установлены основания для корректировки данных инвентаризации выбросов РВ.

Правила разработки и установления нормативов, а также выдачи разрешений на выбросы и сбросы РВ (далее - Правила) утверждены [2]. Правилами [2] установлено, что:

1) разрешения на выбросы и сбросы РВ выдаются Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору (далее – Ростехнадзор) или ее территориальными органами;

2) при разработке нормативов допустимых выбросов и сбросов РВ должны применяться методики (методы), утвержденные Ростехнадзором;

3) обязательным является прохождение экспертизы проектов нормативов, порядок проведения которой установлен в [7];

4) Ростехнадзором устанавливаются обязательные для соблюдения условия действия разрешений.

Перечень РВ, в отношении которых применяется государственное нормирование (далее – Перечень), утвержден распоряжением [8] и включает в себя 94 радионуклида в выбросах в атмосферный воздух и 81 радионуклид в сбросах в водные объекты. Данный перечень сформирован с учетом рекомендаций Европейского сообщества по атомной энергии по контролю радионуклидов в выбросах и сбросах европейских атомных станций (далее – АС) и предприятий по переработке отработавшего ядерного топлива [9], а также с учетом информации по выбросам и сбросам радионуклидов, образующимся в результате иных видов деятельности (например, диагностическая ядерная медицина) [10-13].

Система государственного нормирования выбросов и сбросов РВ в Российской Федерации сформировалась в результате более чем 20-летней эволюции нормативных требований (рис. 1). Так, до 2010 года требования о необходимости соблюдения нормативов содержались в документах различных ФОИВ. При этом, перечень подлежащих нормированию веществ был определен лишь в отношении выбросов АС ($^{60}$Co, $^{134}$Cs, $^{137}$Cs, $^{131}$I, общая активность радионуклидов группы инертных радиоактивных газов [14]), а методы разработки нормативов носили рекомендационный характер (например, [15]). С момента наделения Ростехнадзора полномочиями в области нормирования выбросов и сбросов РВ Правительством Российской Федерации [16], а также последующего выхода распоряжения [8] и правил [6] началось поэтапное формирование системы нормирования в ее существующем виде.

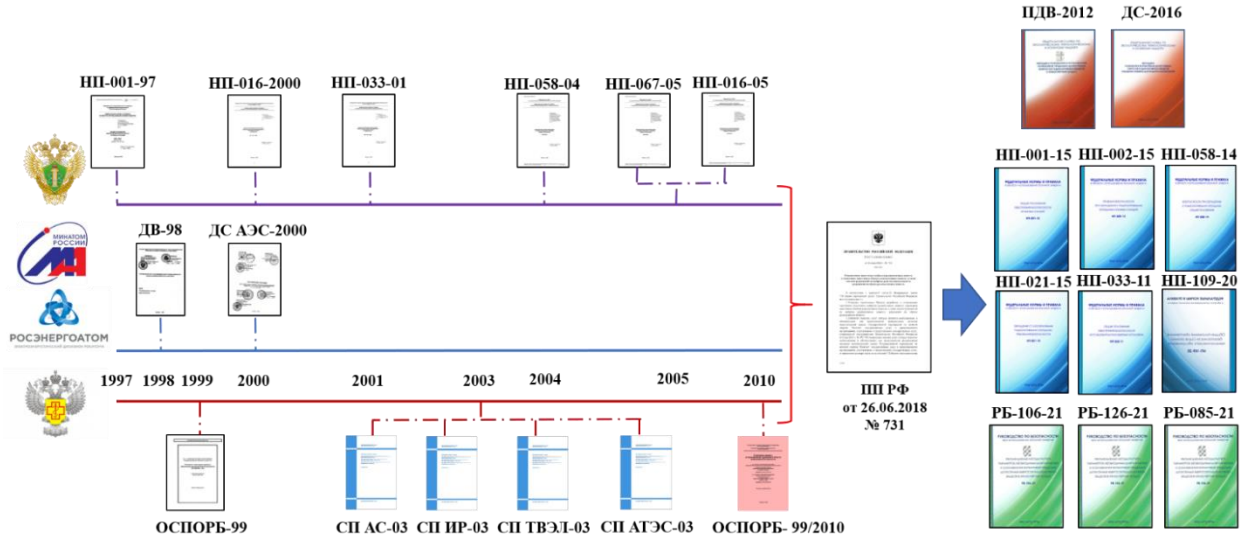



Рисунок 1 - Формирование существующей системы нормативных требований в части нормирования выбросов и сбросов РВ

К сегодняшнему дню Ростехнадзором полностью сформирована система нормативно-методических и рекомендательных документов по нормированию выбросов и сбросов РВ (рис. 2). Положения методик [17,18] являются обязательными к соблюдению при разработке и установлении нормативов. Действие данных методик распространяется на организации, эксплуатирующие стационарные источники выбросов РВ в атмосферный воздух и источники сбросов РВ в водные объекты. Методиками [17, 18] установлены:

1) критерии для выбора источников выбросов (сбросов) и РВ (из числа включенных в Перечень [8]), подлежащих нормированию;

2) критерии, которым должны соответствовать разработанные нормативы;

3) основные расчетные соотношения для определения величин предельно допустимых выбросов (далее – ПДВ) РВ в атмосферный воздух и допустимых сбросов (далее – ДС) РВ в водные объекты;

4) перечень условий, при которых необходим пересмотр значений ПДВ и ДС. В то же время методики [17,18] не содержат описания расчетных моделей для определения радиоэкологических параметров, необходимых для расчета нормативов ПДВ и ДС, тем самым оставляя разработчику проектов нормативов свободу в их выборе. В руководствах по безопасности [19,20] содержится детальное описание рекомендуемых Ростехнадзором расчетных методов и моделей, а также вся необходимая база справочных данных для выполнения расчетов нормативов, которые позволяют обеспечить выполнение требований методик [17,18]. Руководство по безопасности [21] содержит рекомендации по оформлению проектов нормативов ПДВ и ДС.

Рисунок 2 - Структура документов, регламентирующих установление нормативов

Преимуществами сформированной системы нормирования являются:

1) охват широкого спектра видов деятельности, при осуществлении которой образуются выбросы и сбросы РВ;

2) реализованный в [17,18] подход к выбору подлежащих нормированию источников и РВ, соответствует наилучшим мировым практикам, как это показано в [22];

3) комплексный подход, заложенный в критериях, установленных в [17,18], который направлен на обеспечение радиационной безопасности как населения, так и окружающей среды [23,24];

4) повышение уровня безопасности за счет учета воздействия радионуклидов, ранее не охваченных нормированием (например, $^{3}$H и $^{14}$C), но оказывающих значимый вклад в дозовые нагрузки на население, как это показано на примере выбросов РВ АС в [22]. Кроме того, реализованные подходы к нормированию обеспечивают оптимальный баланс между простотой и «прозрачностью» принятия решения о нормировании конкретного источника и универсальностью, с точки зрения необходимости рассмотрения источников, характеризующихся широким спектром разнообразных параметров, влияющих на уровень радиационного воздействия [22].

Рекомендации [19-21] предназначены для использования специалистами организаций, выполняющих разработку проектов нормативов; организаций, деятельность которых сопровождается выбросами и сбросами РВ и организаций, осуществляющих экспертизу проектов нормативов. Рекомендованные в [19,20] математические модели, описывающие перенос РВ в окружающей среде, а также значения радиоэкологических

параметров учитывают рекомендации МАГАТЭ и органов регулирования ядерной и радиационной безопасностью стран с развитой атомной энергетикой [25-30].

Детальное разъяснение целей, задач и принципов российской системы нормирования, в т.ч. и сравнение ее с международными практиками, приведено в рамках опубликованного
ФБУ «НТЦ ЯРБ» двухтомного методического пособия [31,32]. Данная публикация способствует повышению «прозрачности» деятельности Ростехнадзора в вопросах, касающихся нормирования выбросов и сбросов РВ.

Необходимость соблюдения нормативов установлена не только [1], но и [33]. Так, соблюдение нормативов является одним из обязательных для обеспечения безопасности ОИАЭ критериев, что регламентировано требованиями федеральных норм и правил (далее – ФНП) в области использования атомной энергии, например [34-37], утверждаемых Ростехнадзором на основании ст. 6 [33], которые предписывают использование радиационного контроля в качестве инструмента для обеспечения соблюдения нормативов. В целях содействия соблюдению требований ФНП Ростехнадзором утверждены рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами и сбросами [38,39], распространяющиеся на различные типы ОИАЭ. Руководства [40,41] содержат рекомендации как по повседневному контролю выбросов (сбросов), так и по инвентаризации источников выбросов (сбросов) и РВ, обязательной в соответствии с [1,6]. Помимо этого, в [38,39] учтен рекомендованный МАГАТЭ в [13] подход для определения величин выбросов (сбросов) в случае, когда содержание радионуклида в выбрасываемой (сбрасываемой) ниже порога детектирования используемой для повседневного контроля/инвентаризации аппаратуры, но данный радионуклид подлежит нормированию в соответствии с разрешением, выданным Ростехнадзором [40].

Подводя итог всему вышеизложенному, следует заключить, что система документов Ростехнадзора, регламентирующих подходы как к нормированию выбросов и сбросов, так и к их контролю, сформирована, способствует повышению уровня радиационной безопасности, и соответствует мировым стандартам.

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 10 января 2002 г. № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды».

2. Постановление Правительства Российской Федерации от 26 июня 2018 г. № 731 «О нормативах допустимых выбросов радиоактивных веществ и нормативах допустимых сбросов радиоактивных веществ, а также о выдаче разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ».

3. Указ Президента Российской Федерации от 13 октября 2018 г. № 585 «Об утверждении Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу.

4. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 3, IAEA, Vienna (2014).

5. Regulatory control of Radioactive Discharges to the Environment. General safety guide № GSG-9. – IAEA, Vienna, 2018.

6. Федеральный закон от 4 мая 1999 г. № 96-ФЗ «Об охране атмосферного воздуха».

7. Приказ Ростехнадзора от 14 мая 2019 г. № 183 «Об утверждении Порядка проведения экспертизы проекта нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, проекта нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты.

8. Распоряжение Правительства Российской Федерации от 8 июля 2015 г. № 1316-р «Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды».

9. Commission recommendation of 18 December 2003 on standardized information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation. – Official journal of the European Union 6.1.2004.

10. Radionuclides National Emission Standards for Hazardous Air Pollutants (40 CFR 61). Appendix D to Part 61. – United States Environmental Protection Agency.

11. ICRP, 2007. Radiological Protection in Medicine. ICRP Publication 105. Ann. ICRP 37 (6).

12. Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research. IAEA-TECDOC-1000. – IAEA, Vienna, 1998.

13. Environmental and source monitoring for purposes of radiation protection. Safety guide № RS-G-1.8. – IAEA, Vienna, 2005.

14. Постановление Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 28 апреля 2003 г. № 69 «О введении в действие Санитарно-эпидемиологических правил и нормативов СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций» (зарегистрировано в Минюсте России 26 мая 2003 г., рег. № 4593).

15. Руководство по установлению допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу (ДВ-98). М.: Госкомэкология России, Минатом России, 1999.

16. Постановление Правительства Российской Федерации от 13 сентября 2010 г. № 717 «О внесении изменений в некоторые постановления Правительства Российской Федерации по вопросам полномочий Министерства природных ресурсов и экологии Российской Федерации, Федеральной службы по надзору в сфере природопользования и Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору».

17. Приказ Ростехнадзора от 7 ноября 2012 г. № 639 «Об утверждении методики разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (зарегистрирован в Минюсте России 18 января 2013 г., рег. № 26595).

18. Приказ Ростехнадзора от 22 декабря 2016 г. № 551 «Об утверждении методики разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей» (зарегистрирован в Минюсте России 15 февраля 2017 г., рег. № 45652).

19. Приказ Ростехнадзора от 30 августа 2021 г. № 288 «Об утверждении руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-106-21).

20. Приказ Ростехнадзора от 9 сентября 2021 г. № 297 «Об утверждении руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-126-21).

21. Приказ Ростехнадзора от 23 сентября 2021 г. № 326 «Об утверждении руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-085-21).

22. Курындин А.В., Шаповалов А.С., Тимофеев Н.Б. «О методах выбора нормируемых радионуклидов и источников выброса при разработке нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух». – Ядерная и радиационная безопасность № 2(92)-2019, ISSN 2218-8665, ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2019.

23. Строганов А.А., Курындин А.В., Шаповалов А.С., Орлов М.Ю. «О нормировании выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух». – Ядерная и радиационная безопасность № 2(68)-2013, ISSN 2218-8665, ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2013.

24. Курындин А.В., Строганов А.А., Тимофеев Н.Б., Шаповалов А.С. «О нормировании сбросов радиоактивных веществ в водные объекты». – Ядерная и радиационная безопасность № 4(86)-2017, ISSN 2218-8665, ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017.

25. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Safety reports series № 19. – IAEA, Vienna, 2001.

26. NUREG/CR-7166 Radiological Toolbox User’s Guide. - Office of nuclear regulatory research, 2013.

27. PNNL-14584, Rev. 3 GENII Version 2 Software Design Document B. A. Napier D.L. Strenge J.V. Ramsdell, Jr. P.W. Eslinger C. Fosmire December 2009 Prepared for U.S. Environmental Protection Agency under Contract DE-AC05-76RLO 1830.

28. CAP88-PC Version 3.0 User Guide. - Reid Rosnick, EPA project manager. Office of radiation and indoor air, Washington, DC, 2013.

29. Sediment distribution coefficients and concentration factors for biota in the marine environment. IAEA Technical reports series № 422. - International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004.

30. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments. IAEA Technical reports series № 472. - International Atomic Energy Agency, Vienna, 2010.

31. Методическое пособие по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Часть I. Методические основы регулирования и мониторинга выбросов и сбросов. Нормирование выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. А.В. Курындин, А.А. Строганов, А.С. Шаповалов, Н.Б. Тимофеев. – ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва, 2015.

32. Методическое пособие по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Часть II. Регулирование сбросов радиоактивных веществ в водные объекты. А.В. Курындин, А.А. Строганов, А.С. Шаповалов, Н.Б. Тимофеев. – ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва, 2017.

33. Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».

34. Приказ Ростехнадзора от 17 декабря 2015 г. № 522 «Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15) (зарегистрирован в Минюсте России 2 февраля 2016 г., рег. № 40939).

35. Приказ Ростехнадзора от 30 июня 2011 г. № 348 Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11) (зарегистрирован в Минюсте России 29 августа 2011 г., рег. № 21700.

36. Постановление Ростехнадзора от 2 декабря 2005 г. № 11 «Об утверждении и введение в действие федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)» (НП-016-05) (зарегистрирован в Минюсте России 1 февраля 2006 г., рег. № 7433).

37. Приказ Ростехнадзора от 5 августа 2014 г. № 347 «Об утверждении и введение в действие федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14) (зарегистрирован в Минюсте России 14 ноября 2014 г., рег. № 34701).

38. Приказ Ростехнадзора от 30 августа 2017 г. № 347 «Об утверждении руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-135-17).

39. Приказ Ростехнадзора от 16 февраля 2021 г. № 21 «Об утверждении руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за сбросами радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-005-21).

40. Реестр выданных разрешений на выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух и разрешений на сбросы радиоактивных веществ в водные объекты [Электронный ресурс]. URL: http://www.gosnadzor.ru/nuclear/reestr/ (дата обращения: 24 сентября 2021 г.).

# РАЗВИТИЕ МЕТОДОЛОГИИ ЗОНАЛЬНОГО РАЗМЕЩЕНИЯ ПОСТОВ АСКРО В РАЙОНАХ РАСПОЛОЖЕНИЯ ЯРОО С УЧЕТОМ ДОКУМЕНТОВ МАГАТЭ

Бакин Р.И., Киселев А.А. (к.т.н.), Красноперов С.Н.,

Ильичев Е.А., Коняев П.А.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

В соответствии со ст. 31 Федерального закона №170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях защиты населения в районе размещения АС устанавливаются особые территории - санитарно-защитная зона (далее – СЗЗ) и зона наблюдения (далее – ЗН). В СЗЗ и ЗН должен осуществляться контроль за радиационной обстановкой.

На основании п. 6.3 СП АС-03 проектом атомной станции (далее - АС) должна быть предусмотрена автоматизированная система контроля радиационной обстановки (далее - АСКРО), действующая вне промплощадки АС. Введенным в действие в 2010 году Госкорпорацией «Росатом» «Положением об отраслевой автоматизированной системе контроля радиационной обстановки Госкорпорации «Росатом» [1] на АСКРО возложена задача информационной поддержки при принятии решений, направленных на ликвидацию аварий и их последствий, а в режиме нормальной эксплуатации АС – задача объективного подтверждения безопасной работы АС. Для решения данной задачи постами контроля осуществляется измерение мощности дозы гамма-излучения в месте размещения поста.

В настоящее время на 11 действующих АС (включая ПАТЭС) России эксплуатируются более 200 постов контроля, строятся новые блоки и АС, в том числе в других странах по российским проектам, для которых необходимо создание АСКРО до завоза ядерного топлива.

Система АСКРО вокруг российских АС создавалась, начиная с девяностых годов прошлого века, после аварии на Чернобыльской АЭС (1986 г.). Требования к эффективности АСКРО, а также принципы и критерии размещения постов контроля на момент создания АСКРО разработаны не были.

С вводом в действие в 2016 году НП-001-15 [2], а также РБ-152-18 [3], повышаются требования к конструктивному устройству поста и его элементной составляющей. Кроме того, посты контроля АСКРО должны быть сейсмостойкими и способными выполнять свои функции в условиях максимального расчетного землетрясения и ряда других

внешних воздействующих факторов. Таким образом, создание устойчивых к внешним воздействующим факторам и соответствующих НП-001-15[2] постов контроля приведет к существенному увеличению стоимости АСКРО за счет проектно-изыскательских, строительных работ, применению оборудования класса 3 и подготовки разрешительной документации.

Одним из вариантов снижения стоимости создания АСКРО является уменьшение в составе АСКРО постов контроля при сохранении необходимой эффективности системы.

Однако, выполненные на основе РБ-053-10[4] и приведенные в проекте Нововоронежской АЭС-2 расчеты количества постов контроля определили необходимость наличия 33 постов контроля. Для сравнения среднее количество постов контроля действующих АЭС составляет 20 постов, а АСКРО зарубежных АЭС имеет до 10 постов контроля.

Концепция создания для АЭС современной и эффективной АСКРО рассматривалась специалистами профильных организаций на организованных Филиалом АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации капитальных проектов совещаниях 2016-17 гг. Участниками совещаний рекомендована для применения предложенная ИБРАЭ РАН и отличная от приведенной в РБ-053-10 [4] методология обоснования количества и мест размещения постов контроля, в том числе, при необходимости гамма-спектрометрических, реализация которой приведет к существенному (до 12 постов контроля) их сокращению.

Для выполнения нормативных требований и обеспечения эффективного выполнения решаемых АСКРО задач в рамках проведения научно исследовательской работы «Оптимизация количества и мест расположения постов контроля автоматизированной системы контроля радиационной обстановки (АСКРО) АЭС и обоснование их оснащения спектрометрическим оборудованием» была разработана научно-обоснованная методика размещения постов АСКРО, позволяющая не только сохранить, но и повысить эффективность АСКРО при сокращении числа постов контроля [5].

Методика определяет порядок обоснования размещения постов АСКРО для ранней регистрации минимального аварийного выброса при запроектной аварии на АС с заданным, исходя из данных о местных условиях размещения конкретной АС, уровнем доверия.

Методика устанавливает:

– основные принципы зонального размещения постов АСКРО;

– основные принципы расчета минимального аварийного выброса;

– требования к метеорологическим данным для расчета радиационных последствий аварийного выброса;

– требования к моделированию распространения радиоактивных веществ в атмосфере;

– требования к расчету количества и мест расположения постов контроля АСКРО на АС;

– метод расчета количества и мест расположения постов контроля АСКРО на АС.

*Основные принципы зонального размещения постов АСКРО*

АСКРО является информационно-измерительной системой, действующей вне промплощадки АС при всех режимах работы АС, включая проектные и запроектные аварии, а также при выводе АС из эксплуатации.

На каждую АСКРО накладываются требования по исполнению функций [1]:

– оперативного оповещения в аварийных ситуациях;

– информирования общественности с целью подтверждения безопасной работы АС.

Именно на каждую систему, а не на каждый пост АСКРО. Исходя из этого, была предложена следующая схема зонального размещения постов АСКРО АЭС:

1) Зона оперативной регистрации параметров аварийного выброса. Это посты, оснащенные датчиками мощности дозы и, при необходимости, спектрометрическими каналами с передачей информации в режиме реального времени (основана на результатах расчета).

2) Зона ЛСО (локальная система оповещения населения в районе расположения АС). Посты оснащаются датчиками мощности дозы с передачей информации в режиме реального времени для поддержки диспетчеров по ЛСО и располагаются в населенных пунктах 5 км зоны вокруг АС.

3) Зона информирования населения. Обычные информационные цифровые табло с передачей или без передачи информации, расположенные в местах скопления людей в населенных пунктах. Размещение информационных табло должно проводиться во

всех населенных пунктах зоны наблюдения, за исключением населенных пунктов зоны ЛСО.

Собственно, в систему АСКРО входят посты 1 и 2 зоны.

*Расчет минимального аварийного выброса*

Расчет минимального аварийного выброса на основании результатов расчетов проектных и запроектных, в том числе тяжелых аварий из проектной документации (ООБ, ВАБ).

В качестве нижнего предела обнаружения аварийного выброса используется нижняя граница 4 уровня шкалы ИНЕС [6]: радиологически эквивалентный выброс по йоду-131 составляете 20 ТБк (Рисунок 1).

*Выбор сценариев аварий*

При выборе сценариев аварий должны быть учтены все основные источники выброса по высоте (высоты выброса на геометрической отметке устья вентрубы (~100м), выброса при работе систем паросбросных устройств (ПСУ) второго контура (~50м) и выброса при байпасировании защитной оболочки (~0м)). При длительной аварии выброс масштабируется по временному интегралу, при коротком – по суммарной активности.

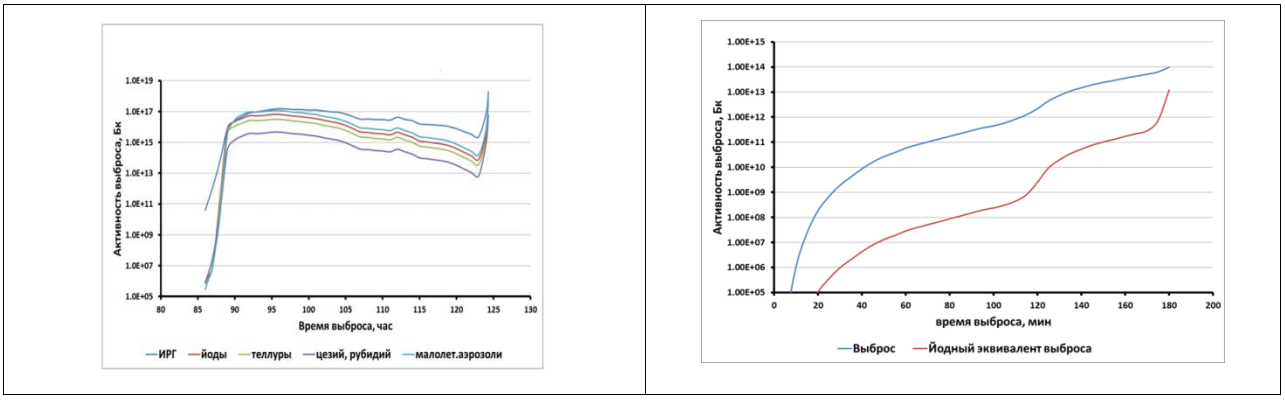



Рисунок 1. Минимальный аварийный выброс (б) – фактически часть полного выброса (а) с учетом его динамики, до момента, когда кумулятивно величина выброса не составила 20 ТБк радиологической эквивалентности по I-131

*Подготовка метеорологических данных*

Для расчетов рассеяния следует использовать трехмерные ветровые поля, представляющие и территорию площадки, и окружающий регион. Подготовка годовых метеорологических данных проводится с использованием современных метеорологических процессоров высокого разрешения. По данным реанализа проводится расчет и сопоставление полученных результатов с измерениями.(Рисунок 2,Рисунок 3).

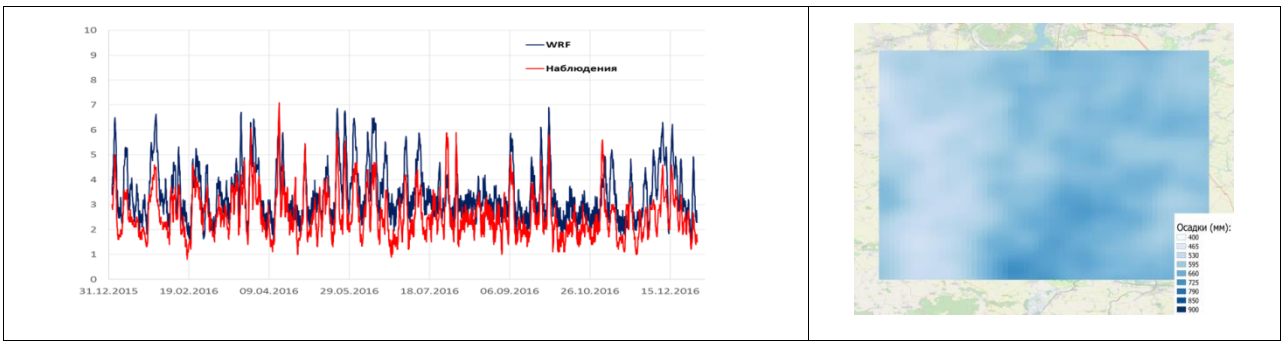
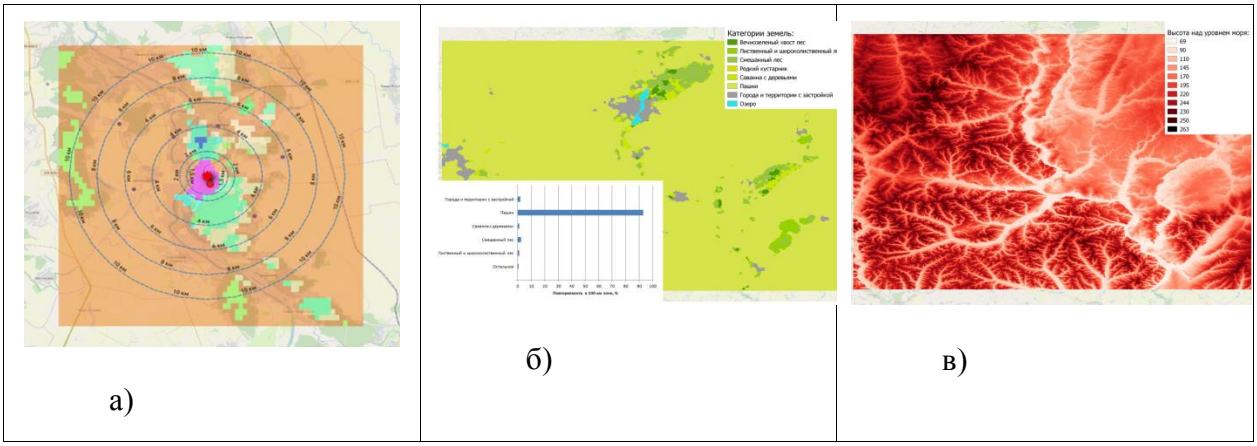



Рисунок 2 Метеорологические параметры а)Наблюдаемая (красная линия) и расчетная (синяя линия) - скорость ветра на высоте 10 м в районе метеорологической станции за период наблюдений -2016 год; б) Расчетное распределение интегральных годовых осадков за 2017 г.



а) б) в)

Рисунок 3 - Характеристики подстилающей поверхности а) Категории землепользования для территории в 12 км области от АЭС (MODIS)[7]; б) Категории земель R=100км; в) орография территории R = 100км

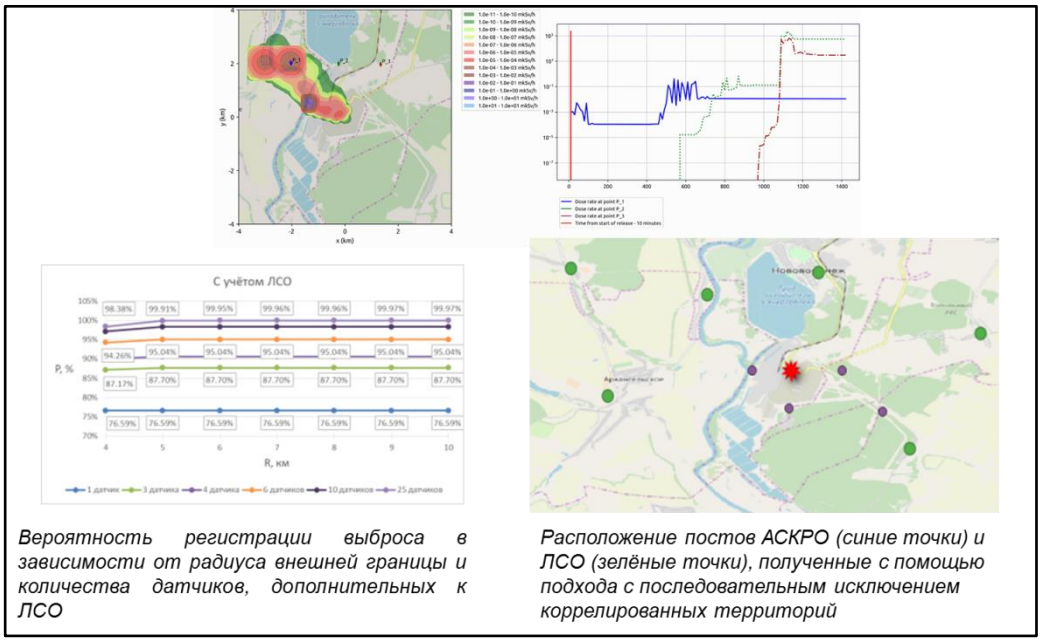
*Проведение расчетов атмосферного переноса*

Основной особенностью расчётной методики является выполнение статистических расчетов (то есть расчеты должны повторяться достаточное количество раз, чтобы стало ясно, что результаты расчетов атмосферного рассеяния в максимальной степени отражают реальность) (Рисунок 4).

Характеристики расчетного модуля:

– расширенная база данных с характеристиками радионуклидов;
– расширенный вариант уточненной дозиметрической модели;
– возможность выдавать результаты расчетов в динамике;
– возможность использования КВУ;
– возможность разбивать задачу на элементарные единицы и сшивать результаты в нужную конфигурацию;

– возможность использования многолетних результатов расчетов по модели WRF [10].




*Вероятность регистрации выброса в зависимости от радиуса внешней границы и количества датчиков, дополнительных к ЛСО*

*Расположение постов АСКРО (синие точки) и ЛСО (зелёные точки), полученные с помощью подхода с последовательным исключением коррелированных территорий*

Рисунок 4 - Проведение расчетов атмосферного переноса с определением мест расположения датчиков АСКРО

*Апробация методики*

Тестирование методики на Нововоронежской АЭС показало, что количество постов может быть уменьшено, без потери эффективности системы, в несколько раз по сравнению с ранее сделанным обоснованием [8,9]. Более того, это обоснование, а также и другие подходы, основанные на использовании доз, а не мощностей доз в качестве параметров для оптимизации постов АСКРО неприемлемы, поскольку не решается задача раннего оповещения о выбросе.

Результаты тестирования приемлемо совпадают с рекомендациями документа МАГАТЭ SRS 64 [11].

С практической точки зрения оптимизация АСКРО по Методике позволяет существенно (на несколько сотен млн.руб.) снизить стоимость системы.

*Оснащение постов АСКРО спектрометрическим оборудованием*

В ходе работ в 2018-2020 гг. по обоснованию оснащения постов АСКРО АЭС спектрометрическим оборудованием проведены теоретическое и экспериментальное обоснования практической возможности улучшения характеристик стационарных и

мобильных постов АСКРО за счет применения в их составе гамма-спектрометрических технологий. Была показана возможность:

– получения информативных данных, как на начальной фазе нештатного выброса, так и при различных вариантах его развития;

– построения гамма-спектрометра на основе присутствующих на российском рынке компонент (аппаратура, комплектующие и т.д.) (Рисунок 5).

Так, например, измерительная сеть ODL Федерального управления радиационной защиты Германии с 2008 года оснащается спектрометрическим оборудованием [12].

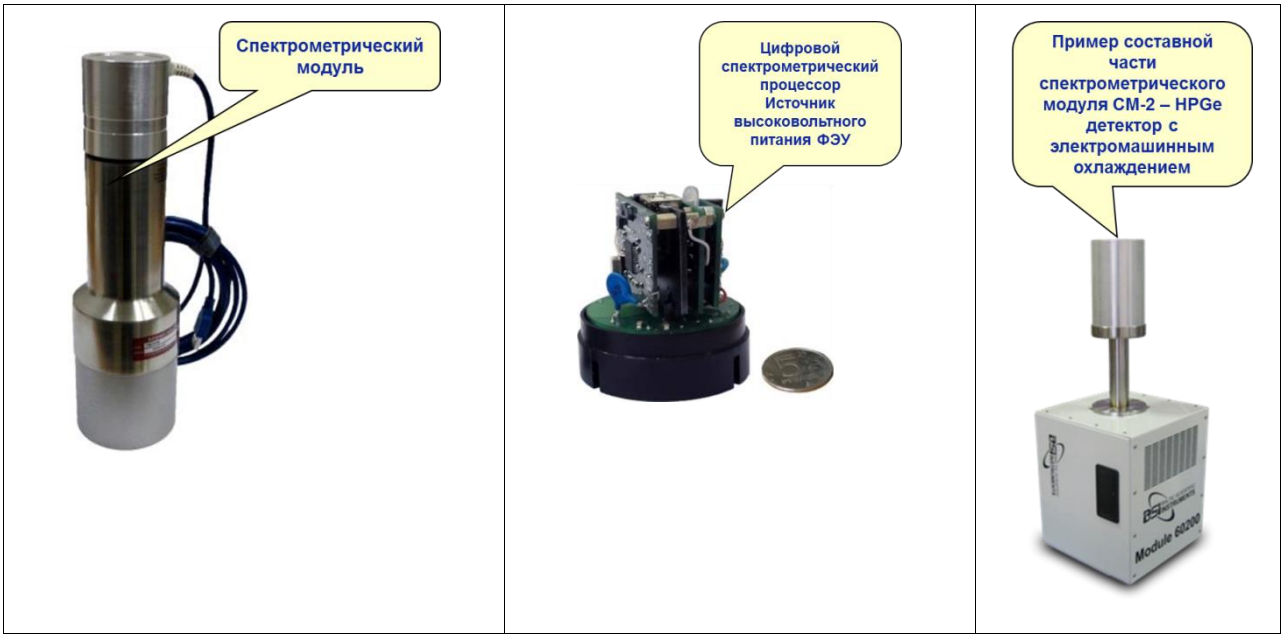



Рисунок 5 - Примеры спектрометрического оборудования для АСКРО

*Дальнейшее совершенствование методологии АСКРО*

1) Разработка методики оптимизации АСКРО для всех предприятий Госкорпорации «Росатом» I и II класса опасности (за исключением АЭС).

2) Совершенствование методологии определения минимального аварийного выброса.

3) Совершенствование системы расчетов для оптимизации АСКРО.

4) Оснащение постов АСКРО спектрометрическим оборудованием, что позволит не только усовершенствовать техническую составляющую АСКРО, но и усовершенствовать методику оптимизации.

ЛИТЕРАТУРА

1. Положение об отраслевой автоматизированной системе контроля радиационной обстановки Госкорпорации «Росатом», утвержденное заместителем генерального директора Госкорпорации «Росатом» 09 марта 2010 года.

2. НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций».

3. РБ-152-18 «Комментарии к федеральным нормам и правилам "общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15)».

4. РБ-053-10 «Положение о повышении точности прогностических оценок радиационных характеристик радиоактивного загрязнения окружающей среды и дозовых нагрузок на персонал и население».

5. Размещение постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки вокруг атомных станций, Методика МТ 1.1.4.02.999.1720-2020.

6. «ИНЕС Руководство для пользователей международной шкалы ядерных и радиологических событий Издание 2008 года. Международное агентство по атомной энергии, Вена, 2010 год.

7. MODIS MODERATE RESOLUTION IAGING SPECTRORADIOMETER [Электронный ресурс]. URL: https://modis.gsfc.nasa.gov].

8. Размещения постов единой АСКРО Нововоронежской АЭС и Нововоронежской АЭС-2. Схема. ОАО «ВНИИАЭС». Москва 2013.

9. Обоснование эффективности предлагаемой конфигурации размещения постов контроля единой АСКРО для НВАЭС и НВАЭС-2. Отчет. ОАО «ВНИИАЭС». Москва 2013.

10. https://www2.mmm.ucar.edu/wrf/users/docs/user_guide_v4/v4.1/users_guide_chap5.html#Phys.

11. Safety reports series No. 64 «Programmes and systems for source and environmental radiation monitoring IAEA, VIENNA, 2010.

12. Измерительная сеть ODL Федерального управления радиационной защиты Германии [Электронный ресурс https://odlinfo.bfs.de/DE/index.html].

# РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИЕ КРИТЕРИИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

Крышев А.И., Сазыкина Т.Г., Крышев И.И.,

Косых И.В., Павлова Н.Н., Бурякова А.А., Газиев И.Я.

*ФГБУ «НПО «Тайфун» Росгидромета Минприроды России, г. Обнинск*

В соответствии с международными основными нормами безопасности нынешние и будущие поколения людей и окружающая среда должны быть защищены от радиационных рисков при использовании ядерных технологий, при этом необходимо подтверждать (а не исходить из предположения), что окружающая среда защищена от промышленного радиационного воздействия. Согласно Постановлению Правительства Российской Федерации от 13 февраля 2019 г. № 149 необходима разработка и установление нормативов качества окружающей среды, в том числе по показателям уровней радиоактивности, в целях обеспечения благоприятных условий жизнедеятельности человека, рационального использования природных ресурсов, сохранения естественных экологических систем.

Предметом доклада является изложение результатов научно-методических исследований специалистов ФГБУ «НПО «Тайфун» Росгидромета по разработке и апробации контрольных уровней содержания радионуклидов в компонентах окружающей среды на основе природоохранных критериев.

В качестве основного показателя для оценки промышленного радиационного воздействия используется обусловленная им мощность дозы облучения референтных организмов биоты. Методология экологического нормирования радиоактивности окружающей среды основана на постулате порогового действия ионизирующего излучения на организмы.

В связи с многочисленностью видового состава биоты даже на сравнительно небольшом участке территории практически невозможно оценить радиационное воздействие на каждый вид флоры и фауны. Методология радиационной безопасности окружающей среды разрабатывается для сравнительно небольшого числа референтных организмов. Для выбора референтных организмов используются следующие критерии: экологическая значимость объекта биоты, доступность для мониторинга, величина

мощности дозы, радиочувствительность, способность к самовосстановлению [1]. Референтные организмы выбираются по результатам радиоэкологического обследования и ретроспективного анализа экологической обстановки в районе расположения объекта использования атомной энергии. Для выбранных видов организмов оценивается содержание в них радиоактивных веществ на основе данных мониторинга радиационной обстановки и радиоэкологического моделирования. После этого выполняются модельные оценки мощности дозы внутреннего и внешнего облучения представительных организмов биоты.

В качестве критерия предельно допустимого радиационного воздействия на биоту принимаются значения мощности дозы $P_{max}$ = 1 мГр/сут – для позвоночных животных и сосны *Pinus sylvestris*, $P_{max}$ = 10 мГр/сут – для беспозвоночных животных и растений (кроме сосны) [1-3]. С учетом возможной неопределенности в оценках мощности дозы облучения рекомендуется использовать коэффициент запаса 10 при предварительной (скрининговой) оценке радиационного воздействия на биоту, т.е. использовать в этом случае следующие критерии экологически безопасного облучения: $P_{min}$ = 0,1 мГр/сут – для позвоночных животных и сосны *Pinus sylvestris*, $P_{min}$ = 1 мГр/сут – для беспозвоночных животных и растений (кроме сосны) [1].

Результаты оценки радиационной безопасности окружающей среды используются при выработке и принятии решения о необходимости ограничения радиационного воздействия на окружающую среду и проведении природоохранных мероприятий. При значениях мощности дозы облучения референтных организмов биоты меньших $P_{min}$ не требуется проведения каких-либо мероприятий для обеспечения экологической безопасности. В случае, когда мощность дозы превышает уровень $P_{min}$, но остается меньше $P_{max}$, рекомендуется проведение дополнительных исследований по снижению неопределенности в оценках мощности дозы облучения референтных организмов. Оценивается необходимость проведения природоохранных мероприятий с учетом экологических, технологических и экономических факторов. При превышении уровня $P_{max}$ необходимо проведение природоохранных мероприятий, направленных на сохранение благоприятной окружающей среды.

Результаты оценки радиационной безопасности окружающей среды позволяют выполнить идентификацию и ранжирование факторов радиационного воздействия на объекты биоты, рационально организовать радиоэкологический мониторинг, обеспечить возможность оценки экологических последствий радиационных аварий, отбор наиболее эффективных мер по преодолению их негативного влияния на окружающую среду,

оптимизировать защитные меры по обеспечению приемлемого уровня радиационного экологического риска.

Величины допустимого радиационного воздействия могут выражаться через производные параметры, такие как контрольные уровни удельной (объемной) активности радионуклидов в компонентах природной среды, которые могут быть непосредственно сопоставлены с данными прямых измерений параметров радиоактивного загрязнения [4, 5].

Специалистами ФГБУ «НПО «Тайфун» разработаны и апробированы на данных многолетнего мониторинга радиационной обстановки методические рекомендации по определению контрольных уровней содержания радионуклидов в морских водах, пресной воде, донных отложениях, почве и атмосферном воздухе (таблица 1) на основе природоохранных критериев сохранения благоприятной окружающей среды (Рекомендации Росгидромета Минприроды России Р-52.18.852-2016, Р-52.18.853-2016, Р-52.18-873-2018, Р-52.18-876-2019, Р 52.18.913–2021).

Дополнительно к экологическому критерию (не превышения мощности дозы облучения организмов биоты $P_{max}$) при определении контрольного уровня используется радиационный критерий ограничения содержания радионуклидов в компонентах природной среды уровнями ниже значений, при которых происходит их переход в категорию РАО. В целях сохранения благоприятной окружающей среды в качестве контрольного уровня содержания радионуклидов в компоненте природной среды выбирается минимальное значение из рассчитанных по экологическому и радиационному критериям.

Различия в контрольных уровнях объемной активности в пресных и морских водах связаны с различиями в коэффициентах накопления радионуклидов в пресноводной и морской биоте.

Таблица 1 - Контрольные уровни содержания радионуклидов в компонентах природной среды

| Компонент | $^{54}$Mn | $^{90}$Sr | $^{137}$Cs | $^{134}$Cs | $^{60}$Co | $^{131}$I | $^{239}$Pu | $^{241}$Am |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Морской водоем | | | | | | | | |
| Вода, Бк/л | $2{,}7\cdot10^{-1}$ | $4{,}9\cdot10^{2}$ | $1{,}8\cdot10^{2}$ | 70 | $6{,}1\cdot10^{-1}$ | $4{,}2\cdot10^{2}$ | $5{,}5\cdot10^{-2}$ | $6{,}9\cdot10^{-2}$ |
| Донные отложения, Бк/кг | $10^{4}$ | $10^{5}$ | $10^{4}$ | $10^{4}$ | $10^{4}$ | $2{,}9\cdot10^{4}$ | $10^{3}$ | $10^{3}$ |
| Пресноводный водоем | | | | | | | | |
| Вода, Бк/л | 19 | $3{,}2\cdot10^{2}$ | 15 | 6,4 | 4,2 | $4{,}1\cdot10^{2}$ | $5{,}5\cdot10^{-2}$ | $6{,}9\cdot10^{-2}$ |
| Донные | $10^{4}$ | $10^{5}$ | $10^{4}$ | $10^{4}$ | $10^{4}$ | $10^{5}$ | $10^{3}$ | $10^{3}$ |

| | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| отложения, Бк/кг | | | | | | | | |
| Почва, Бк/кг | $10^4$ | $5{,}3\cdot10^3$ | $10^4$ | $10^4$ | $10^4$ | $10^5$ | $10^3$ | $10^3$ |
| Атмосферный воздух, Бк/м$^3$ | 72 | 2,7 | 3,4 | 5,0 | 9,1 | 7,3 | $2{,}5\cdot10^{-3}$ | $2{,}9\cdot10^{-3}$ |

Интегральный показатель загрязнения (ИПЗ) радионуклидами компонент природной среды рассчитывается по формуле [6]:

$$ИПЗ = \sum_i \frac{A_i}{A_{к,i,эк}}, \quad (1)$$

где $A_i$ – удельная активность $i$-го радионуклида в компоненте природной среды (вода, донные отложения, почва, Бк/кг сырого веса; атмосферный воздух, Бк/м$^3$);

$A_{к,i,эк}$ – контрольный уровень удельной активности $i$-го радионуклида в соответствующем компоненте природной среды.

Для обеспечения экологической безопасности при наличии в окружающей среде смеси радионуклидов должно выполняться условие ИПЗ<1.

Пример оценки интегрального показателя загрязнения морской среды в районе Ленинградской АЭС приведен в таблице 2.

Таблица 2 - Интегральный показатель загрязнения морской среды в районе Ленинградской АЭС

| Природная среда | Годы наблюдений | ИПЗ | Вклад наиболее значимых нуклидов, % |
|---|---|---|---|
| Вода | 1973—1985 | 0,007 | $^{54}$Mn 53, $^{60}$Co 22 |
| | 1986<br>1987 | 0,018<br>0,003 | $^{137}$Cs 41, $^{134}$Cs 53<br>$^{137}$Cs 54, $^{134}$Cs 45 |
| | 2005—2020 | 0,00013 | $^{137}$Cs 66, $^{90}$Sr 18 |
| Донные отложения | 1973—1985 | 0,00052 | $^{137}$Cs 46, $^{54}$Mn 19, $^{60}$Co 12 |
| | 1986<br>1987 | 0,0085<br>0,0025 | $^{137}$Cs 68, $^{134}$Cs 28<br>$^{137}$Cs 75, $^{134}$Cs 23 |
| | 2005—2020 | 0,0011 | $^{137}$Cs 88, $^{60}$Co 7 |

По данным мониторинга в ранний период эксплуатации АЭС (1973—1985 гг.) морская экосистема содержала техногенные радионуклиды. Наряду со $^{137}$Cs заметный вклад в радиоактивность морской воды и донных отложений вносили $^{54}$Mn и $^{60}$Co. Авария на Чернобыльской АЭС привела к увеличению загрязнения Копорской губы. Основной вклад в загрязнение морской экосистемы в 1986 г. вносили $^{137}$Cs и $^{134}$Cs. В настоящее время интегральный показатель загрязнения морской воды и донных отложений Копорской губы определяется, в основном, $^{137}$Cs и находится по данным наблюдений на относительно постоянном уровне, свидетельствующем о стабильности радиоэкологической обстановки в морском водоеме-охладителе АЭС [6, 7].

Для оценки радиоэкологической обстановки в зонах наблюдения ОИАЭ может быть использован индекс радиационной нагрузки на биоту, представляющий собой отношение мощности дозы облучения организмов биоты к предельно допустимому радиационному воздействию $P_{max}$ (безразмерный индекс экологического риска – ИЭР) (таблица 3). Для обеспечения экологической безопасности должно выполняться условие ИЭР<1.

Таблица 3 - Индекс экологического риска в зонах наблюдения объектов использования атомной энергии (2000-2020 гг.)

| Объект | Биота | |
|---|---|---|
| | Наземная | Водная |
| Белоярская АЭС | $6\cdot10^{-5}$ — $1\cdot10^{-2}$ | $5\cdot10^{-3}$ — $2\cdot10^{-2}$ |
| Ленинградская АЭС | $2\cdot10^{-5}$ — $1\cdot10^{-3}$ | $1\cdot10^{-5}$ — $2\cdot10^{-4}$ |
| Нововоронежская АЭС | $1\cdot10^{-5}$ — $1\cdot10^{-3}$ | $9\cdot10^{-6}$ — $6\cdot10^{-4}$ |
| ПАО ППГХО | $2\cdot10^{-3}$ — $5\cdot10^{-2}$ | $1\cdot10^{-1}$ — $6\cdot10^{-1}$ |

Согласно расчетным оценкам в зонах наблюдения АЭС индекс экологического риска существенно ниже экологически безопасного уровня. Более высокие значения ИЭР, не превышающие безопасного уровня, отмечаются для биоты реки Ольховка, загрязненной в результате прошлой деятельности Белоярской АЭС. Вблизи уранового производства ПАО «Приаргунское производственное горно-химическое объединение имени Е.П. Славского» индекс достигает 0,05 для наземной биоты и 0,6 для гидробионтов. Примерно такие же уровни мощности дозы облучения и соответственно радиационной нагрузки отмечены для организмов биоты в районе канадского уранового рудника [8].

Апробация методологии предлагаемых показателей радиационной безопасности окружающей среды на основе данных мониторинга свидетельствует об их работоспособности и возможности практического применения для оценки радиоэкологической обстановки в районах расположения объектов использования

атомной энергии. Показано, что в зонах наблюдения российских объектов использования атомной энергии не превышаются экологические критерии радиационной безопасности окружающей среды [5-7, 9].

Предлагается использовать накопленный методический опыт для разработки нормативов качества окружающей среды в отношении активности радионуклидов. Разработанные нормативы могут найти практическое применение для интегральной оценки радиационной обстановки в районах расположения объектов использования атомной энергии, оптимизации регламентов радиационного мониторинга окружающей среды, обоснования нормативов выбросов и сбросов радиоактивных веществ, приоритетных мероприятий в планах действий по охране окружающей среды.

ЛИТЕРАТУРА

1. Рекомендации Р 52.18.820-2015. Оценка радиационно-экологического воздействия на объекты природной среды по данным мониторинга радиационной обстановки (Утверждены Росгидрометом Минприроды России 17.04.2015 г.). 64 с.

2. ICRP – International Commission on Radiological Protection. Publication 108. Environmental Protection: the Concept and Use of Reference Animals and Plants. Annals of the ICRP, 2009. 251 p.

3. Крышев И.И., Сазыкина Т.Г. Радиационная безопасность окружающей среды: обзор// Радиация и риск, 2018, Т.27, № 3. С. 113-131.

4. Крышев А.И., Сазыкина Т.Г., Крышев И.И., Косых И.В. Оценка контрольных уровней радиоактивного загрязнения водных объектов на основе экологических критериев// Метеорология и гидрология, 2017, Т. 42, № 5. С. 91-97.

5. Крышев И.И., Сазыкина Т.Г., Крышев А.И., Косых И.В., Павлова Н.Н., Бурякова А.А. Принципы и критерии экологического нормирования качества окружающей среды по уровням радиоактивности//Метеорология и гидрология, 2021, № 5. С.31-37

6. Крышев И.И., Павлова Н.Н., Сазыкина Т.Г., Крышев А.И., Косых И.В., Бурякова А.А., Газиев И.Я. Оценка радиационной безопасности окружающей среды в зоне наблюдения объектов использования атомной энергии//Атомная энергия. 2021. Т. 130, № 2. С. 111-116.

7. Крышев И.И., Сазыкина Т.Г., Павлова Н.Н., Косых И.В., Бурякова А.А., Крышев А.И. Оценка радиационной безопасности морской среды в районе расположения

Ленинградской АЭС по данным многолетнего мониторинга (1973-2019)//Морской биологический журнал, 2021, том 6, № 1. С. 1–17.

8. Thomas P., Liber K. An estimation of radiation doses to benthic invertebrates from sediments collected near a Canadian uranium mine//Environment International, 2001, 27. P. 341-353.

9. Линге И.И., Крышев И.И. (Ред.). Радиоэкологическая обстановка в регионах расположения предприятий Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». Панченко С.В. и др. М., ИБРАЭ РАН, 2021. 556 с.

# РЕКОНСТРУКЦИЯ СОБЫТИЙ И ПОСЛЕДСТВИЙ ЯДЕРНОЙ АВАРИИ НА АТОМНОЙ ПОДВОДНОЙ ЛОДКЕ К-431 В 1985 ГОДУ

Академик Саркисов А.А., Высоцкий В.Л.

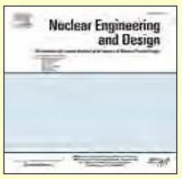
*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

**Уважаемые коллеги ! Большой объем информации полученный в результате серии исследований по реконструкции причин, хода и последствий ядерной аварии, которая произошла 10 августа 1985 г. на АПЛ К-431 г. под Владивостоком в бухте Чажма не позволяет в формате моего доклада остановиться на ее деталях и подробностях.**

**Поэтому ограничусь освещением наиболее существенных ключевых факторов. Подробности же о ней в последние годы неоднократно освещались в журналах «Атомная энергия», а обобщающие данные приведены в «Вестнике РАН» и главным образом в зарубежной публикации этого года «Ядерная инженерия и проектирование».**

Nuclear Engineering and Design 384
(2021),111440, p. 1-25

journal homepage: www.elsevier.com/locate/nucengdes

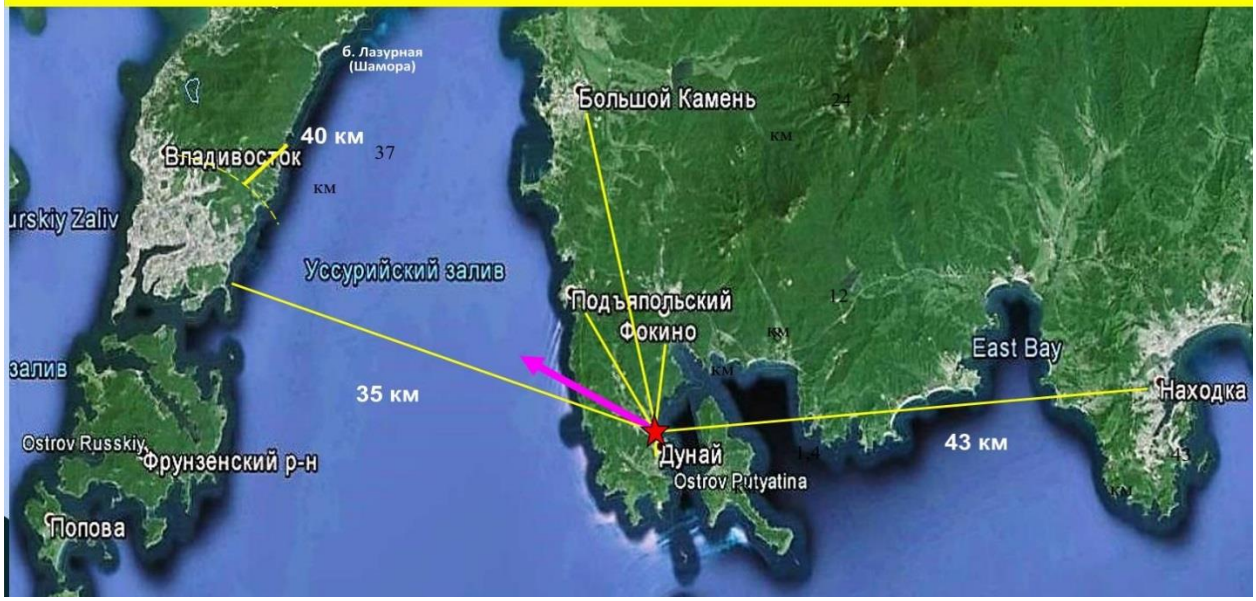



**The largest nuclear accident in the history of the nuclear fleet. Reconstruction of events and analysis of the accident consequences to assess the risks and hazards of small nuclear power facilities**

Ashot A. Sarkisov , Valentin L. Vysotskii

**Крупнейшая ядерная авария в истории мирового атомного флота. Реконструкция событий и анализ ее последствий в интересах повышения безопасности малой атомной энергетики.**

**Место аварии АПЛ К-431 б. Чажма, у пос. Дунай, произошла в 11. 55 10.09 1985 г. Начальное направление перемещения радиоактивного облака на Владивосток через п-ов Дунай и Уссурийский залив.**



## Уникальный характер крупнейшей в морской ядерной энергетике аварии и основные ее особенности

1. Авария по международной шкале ядерных событий INES характеризуется 5 уровнем с риском за пределами площадки наравне с аварией на АЭС Три-Майл-Айленд 1979 г. в США.
   Выше только: МАЯК (1957 г.) – уровень 6, ЧАЭС(1986 г.) и Фукусима (2011 г.) – уровни 7.

2. По интегральному выбросу радионуклидов в приземный слой атмосферы на 20-30 м она составляет 7-9 МКи, что соответствует ~ 14% от выбросов из Чернобыльской АЭС (50-55 Мки).
   Особенность – авария ЯЭУ АПЛ со свежим топливом создала «кобальтовый» след (наведенный изотоп) в отличии от АЭС, где в отработавшем топливе больше цезия и стронция (продуктов деления).

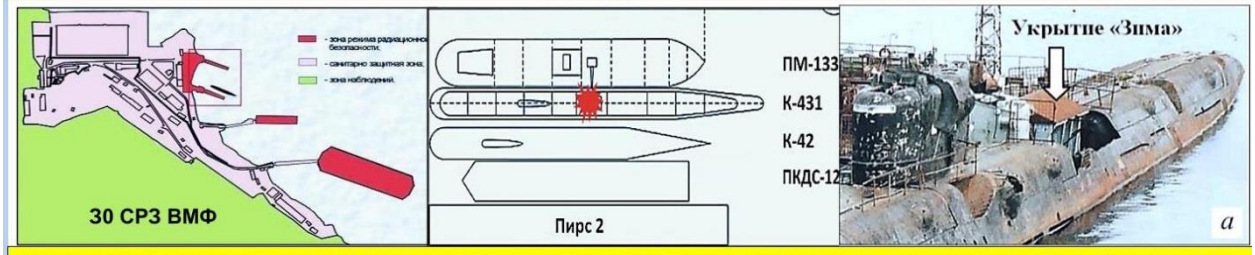
3. В результате теплового взрыва мгновенно от ударной волны погибло 10 чел.,
   в течение 3-5 лет от переоблучения скончались 2 чел. Дозы 0.25-1 Зв получили 62 чел.
   0.05 -0.25 Зв – 26 чел., 0.005- 0.05 Зв – 700 чел., < 0.005 Зв - до 1300 чел.

4. На п-ве Дунай в лесу сформировался кобальтовый ($^{60}$Co) радиоактивный след (5,5х0,5 км),
   Наиболее интенсивно загрязнены донные отложения в б. Чажма на площади 150х100 м.
   В иле находятся высокоактивные фрагменты активной зоны, часть ядерного топлива.

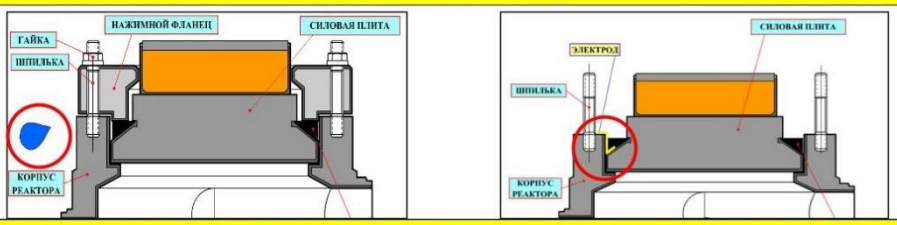
5. Выведены из строя 2 АПЛ, 1 судно ремонтировалось около года. Загрязнено ~30% судоремонтного завода. Его реабилитация длилась ~ 9 месяцев, задействовано ~ 2000 чел.

6. **В случае прохождения следа по поселку Дунай (22 тыс. чел.) потребовалось бы отселение жителей.**

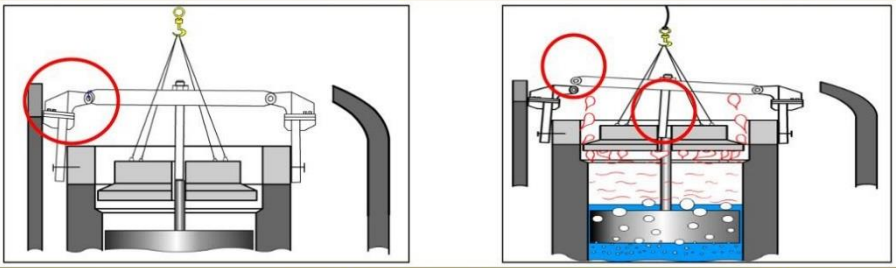
### Место ядерной аварии на судоремонтном заводе в б. Чажма




Причина 1. При опрессовке возникла капельная течь. Под уплотнение попал сварочный электрод



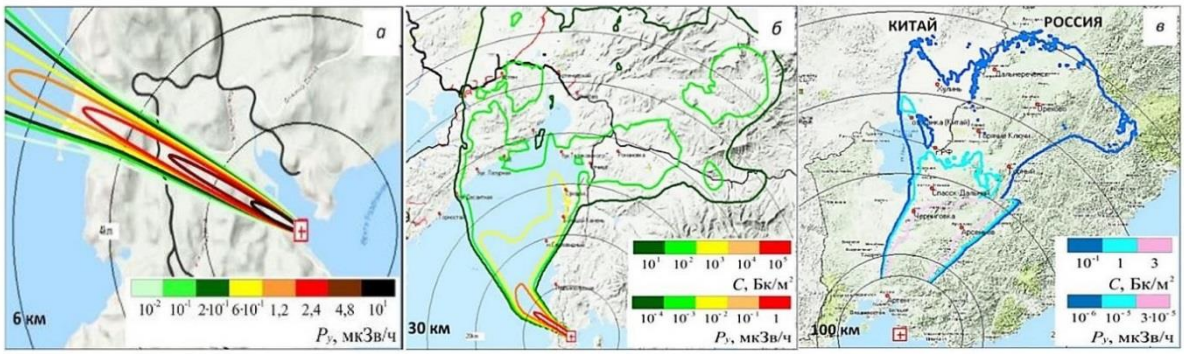

Причина 2. При подъеме крышки возник перекос, разрыв троса, зажалась штанга и пошла вверх компенсирующая решетка. В течение 36 мс произошли 2 вспышки по 1-4 мс СЦР и паровой взрыв.



Энерговыделение. Первая вспышка ~$1{,}5\cdot10^{9}$ Вт (~$5\cdot10^{19}$ делений), вторая ~ $0{,}15\cdot10^{9}$ Вт (~$0{,}5\cdot10^{19}$ делений)

## Загрязнение территорий и Уссурийского залива

Радиоактивный след не ограничился загрязнением п-ва Дунай. Радиоактивное облако попало в Уссурийский залив и по нему вышло на юг Приморья, захватив часть Китая.



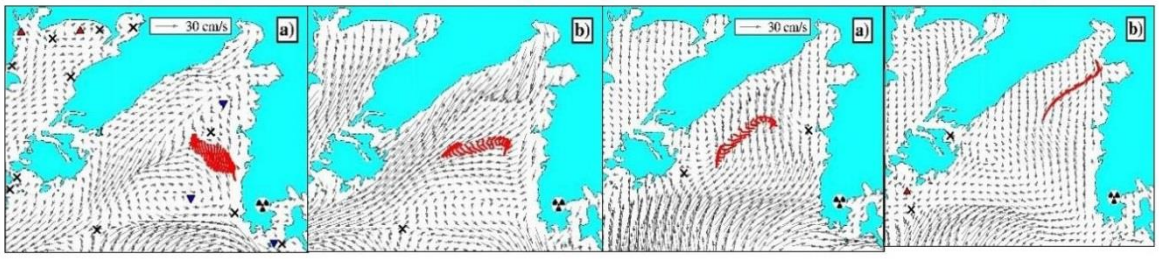

**МЭД и плотность бета-загрязнения п-ва Дунай, Уссурийского залива, юга Приморья и Китая на расстоянии до 400 км**

**В центре залива активность в облаке была выше допустимой, но ниже годовой нормы (< 0,2%)**

**Ни в одном населенном пункте по берега Уссурийского залива, городах и поселках Приморья, Китая дозовая годовая нагрузка на население не превышала 1 мЗв, в отдаленных районах находилась на уровне <0,1 мкЗв**

## Загрязнение морских акваторий

**В Уссурийском заливе радиоактивные вещества выпали на поверхность морской воды и стали перемещаться по поверхности. Через 4 суток их активность понизилась до фона**




**Прогноз переноса и изменение загрязнения Уссурийского залива с 10 по14 августа 1985 г. до уровня фона**
**(совместные исследования 2018-19 гг. ИБРАЭ РАН и ТОИ ДВО РАН с использованием региональной модели ROMS)**

**Залив Стрелок** **Японское море**

Прогноз 1998 г. переноса радиоактивных веществ поверхностным слоем морской воды через западный (слева) и восточный (справа) проходы з. Стрелок. Загрязнение донных отложений $^{60}$Co (мониторинг 1990 г., Бк/кг).
**Совместные исследования северо-западной лаборатории США и ИБРАЭ РАН 1998 г., с использованием океанической модели.**

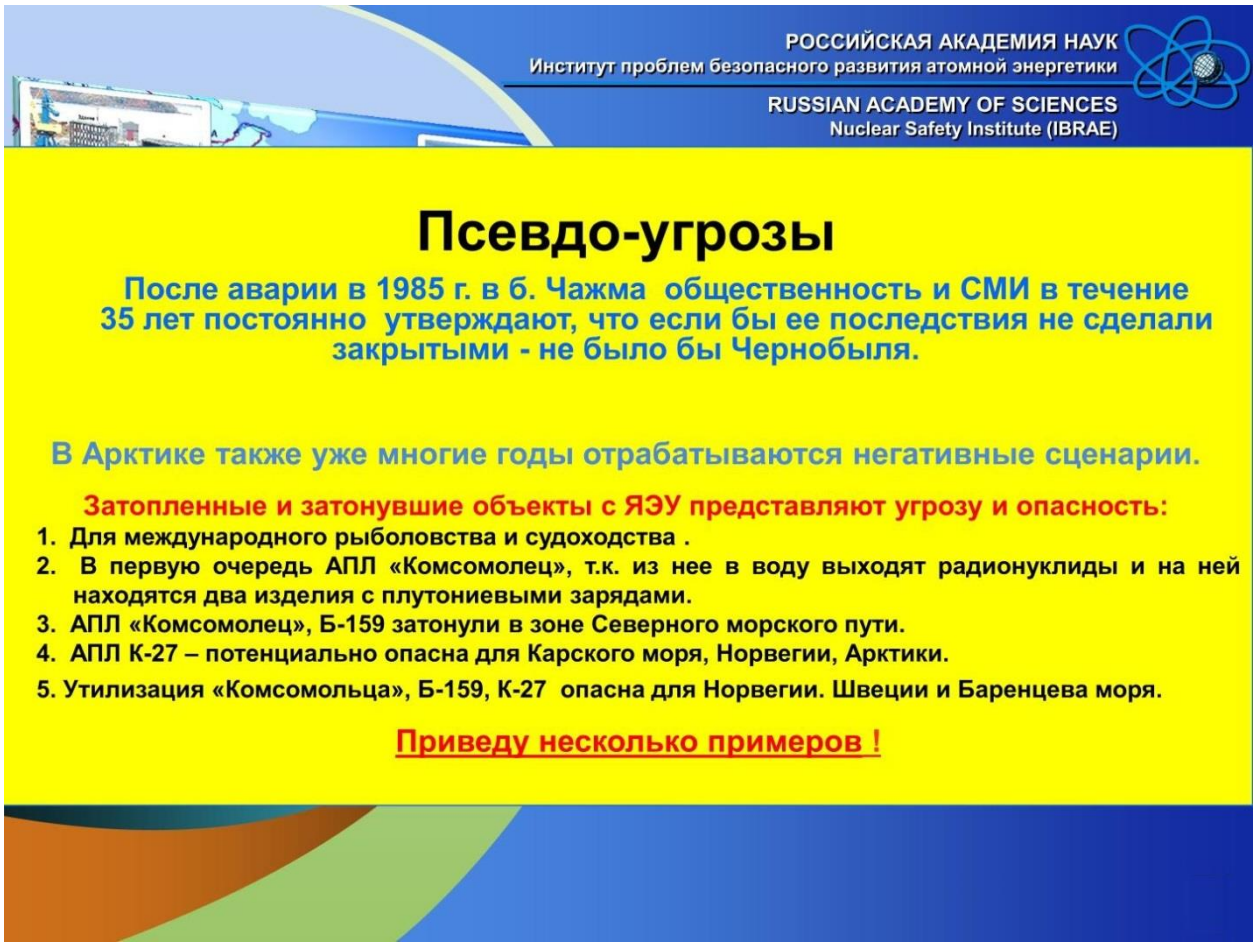
**Прогноз выноса радиоактивных веществ в Японское море в течение 5 суток до 250 км**
**(1-6** разбавление в $10^1$-$10^6$ раз)
**Совместные исследования ИБРАЭ и ИВМ РАН 2006 г.**

## Заключение

**Последствия нарушения безопасности обращения с ЯЭУ в б. Чажма:**

1. Несмотря на цепочку, возникших неблагоприятных обстоятельств, при смене отработавшего ядерного топлива на свежее в реакторах АПЛ, основной причиной аварии является человеческий фактор, связанный с нарушением организации и технологии работ.
2. По поражающим факторам в транспортном ядерном реакторе граница между ядерным взрывом малой мощности и тепловым является условной, в связи с тем, что инициируется СЦР.
3. Уроки аварии в б. Чажма показали необходимость безусловной приверженности эксплуатационного персонала духу и основным положениям культуры безопасности, придание первостепенного значения этой проблеме, как обладающей наивысшим приоритетом при эксплуатации объектов ядерной энергетики.

1. В ИБРАЭ РАН разработана методология восстановления событий, связанный с ядерной аварией 1985 г. на АПЛ К-431, основанная на сборе, обобщении, анализе разрозненных данных, моделировании и ретроспективном прогнозе с использованием современных методов в интересах обеспечения безопасности транспортных реакторов, населения и окружающей среды.
2. Комплексная оценка трансграничных последствий ядерной аварии в б. Чажма на нормативном и фоновых уровнях является неотъемлемой частью решения общей проблемы обеспечения безопасности развития нового направления атомной энергетики – транспортабельных энергообъектов малой мощности предназначенных для освоения отдаленных районов.
3. Исходя из тяжелых последствий ядерной аварии в б. Чажма, с учетом разработанной в ИБРАЭ РАН методологии ее восстановления, в интересах превентивного обеспечения на международном уровне безопасности Северного морского пути целесообразно проведение цикла исследований по трансграничному переносу радиоактивных веществ в приземном (морском) слое атмосферы и морской среде вдоль всей трассы от Норвегии до Японии с оценкой ожидаемых последствий гипотетических аварий на транспортных реакторах России нового поколения.

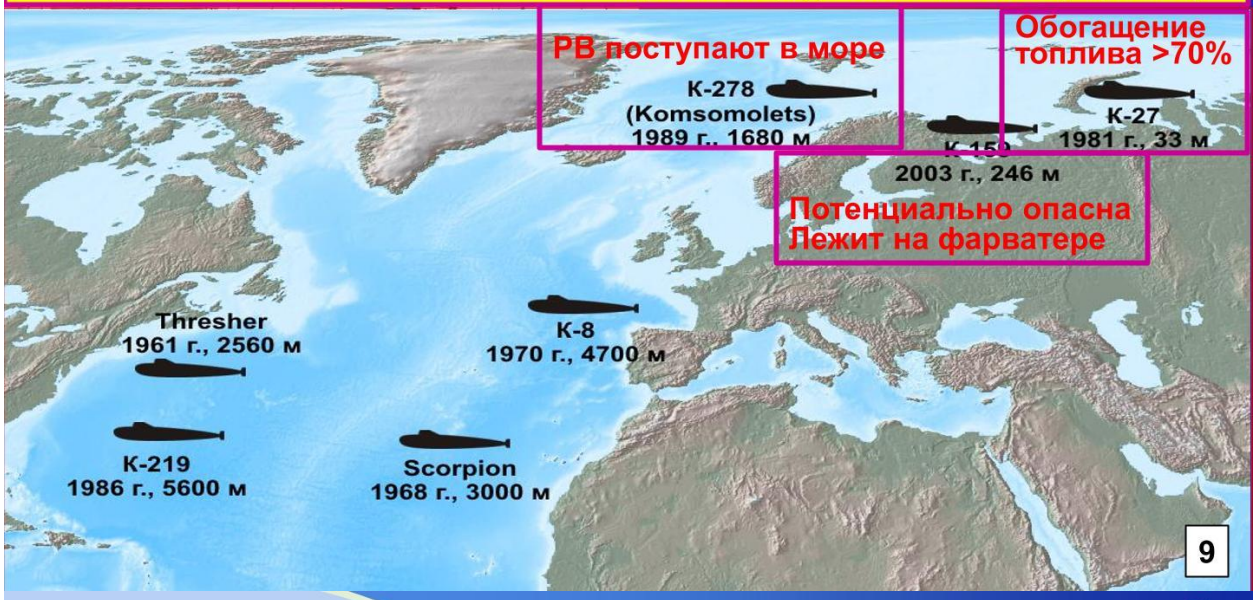


## Ядерные аварии. Места гибели АПЛ СССР/России (5) и США (2)

**Число ядерных аварий из 250 АПЛ СССР/России – 11 шт.**

1. Все аварии относились к 1960-1990 гг. и были связаны с АПЛ I-II поколений.
2. На АПЛ III-IV поколений с 1990 г. по настоящее время не происходили.
3. В 1990-2010 гг. специалисты ВМФ произвели >1000 перегрузок активных зон реакторов.
4. Из трех аварий, при перегрузке АЗ с СЦР только в б. Чажма по шкале INES соответствовала уровню 5, две другие внутризаводские, не опасны для населения и окружающей среды.

**Потенциальная угроза.**
**Северный морской путь может быть блокирован по радиоэкологическому признаку**




РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

## Россия планирует оснащать плавучие объекты реакторами тепловой мощностью уже не 70, а 150-315 МВт каждый

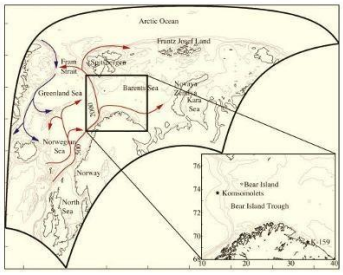
**Типы объектов с ЯЭУ, эксплуатируемые и планируемые к эксплуатации в Арктике**

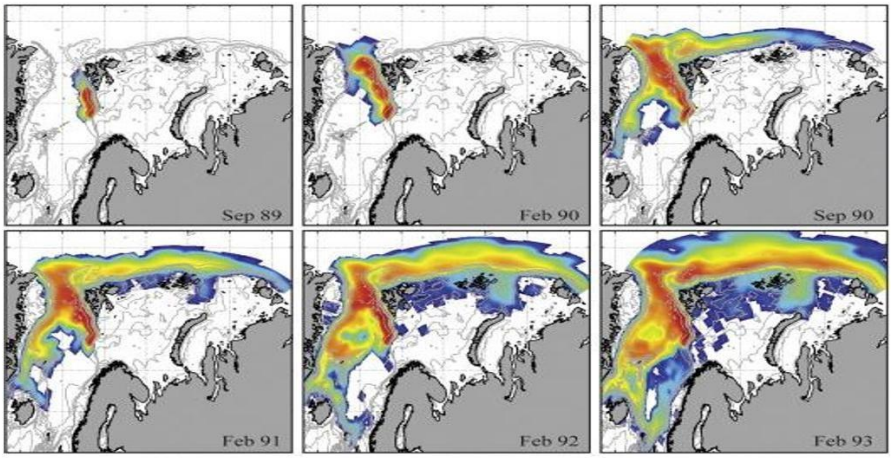
| Тип РУ с ОЯТ | Тепловая мощность реактора, МВт | При аварии ожидаемый выброс $^{137}Cs$, ТБк | Объекты |
|---|---|---|---|
| РИТМ-200Б, РИТМ-400 (перспективные ) | 209, 315 | 75-112 | Офшорный а/л, Головной а/л «Лидер», контейнеровозы |
| ОК-900А, КЛТ-40М, РИТМ-200, КН-3 (2 шт), КЛТ-40С, КЛТ-40 | 171, 171, 175, 150, 135, 112 | 50-60 | а/л «Ямал», «50 лет Победы», а/л «Вайгач», «Таймыр», 4 а/л пр. 22220 и др. |
| РУ МВт - плавучих а/станций | 3,5 -38 | 1-15 | а/с АСММ, Шельф, АБВ-6М |

## Результаты прогноза специалистами Норвегии загрязнения Арктика и северной Атлантики радиоактивными веществами в случае возникновения гипотетической аварии с залповым выбросом радионуклидов из АПЛ «Комсомолец»

Публикация. Hilde Elise Heldal, Frode Vikebø, Geir Odd Johansen Dispersal of the radionuclide caesium-137 ($^{137}$Cs) from point sources in the Barents and Norwegian Seas and its potential contamination of the Arctic marine food chain: Coupling numerical ocean models with geographical fish distribution data *Institute of Marine Research, PO Box 1870 Nordnes,* 5817 *Bergen, Norway* **30 April 2013**

Хильде Элиз Хельдал, Фроде Викебё, Гейр Одд Йохансен. Распространение радионуклида цезий-137 (137Cs) из точечных источников в Баренцевом и Норвежском морях и его потенциальное загрязнение морской пищевой цепи Арктики: объединение численных моделей океана с данными о географическом распределении рыб. Институт морских исследований, а / я 1870 Норднес, 5817 Берген, Норвегия, апрель 2013 г.




**Район затопления АПЛ. Рассеяние радиоактивных веществ на поверхности воды в течение 4 лет**

**Вывод. Нет опровержения с российской стороны. По прогнозу на Б-159 такого не может быть.**

**Причина. Нет целевого финансирования по данному направлению исследований.**

## Сравнение независимых исследований специалистов Норвегии и России

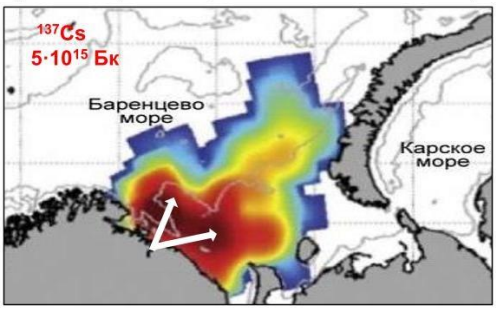
**Заключение норвежской стороны (проблемы) по опасности Б-159:**

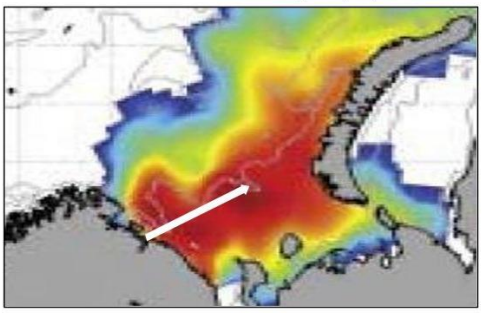
**1. Авария приведет к загрязнению внутренних вод Норвегии.**

**2. Будут загрязнены воды международного морского рыболовства.**

**Причина проблемы - специально завышен выброс цезия-137 во 100 раз от возможного.**

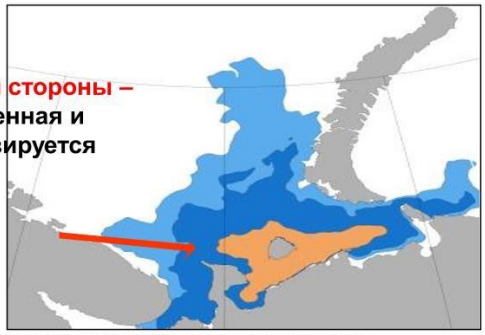
**Прогноз переноса цезия-137 из АПЛ Б-159 через 6 и 12 мес. после гипотетической аварии** (Норвегия, 2012-13 гг.)



**Прогноз переноса цезия-137 из АПЛ Б-159 через 6 и 12 мес. после гипотетической аварии** (ИБРАЭ РАН, ИВМ, 2014-2015 гг.)

**Заключение российской стороны – проблема искусственная и намеренно драматизируется**



**Вывод. Научная несогласованность в интересах усиления опасности.**

# Возможные последствия аварий при обращении с Б-159 в Кольском заливе и К-27 в пос. Гремиха

(Сценарий. ВЫБРОС радионуклидов происходит в ВОЗДУХ на этапах утилизации)

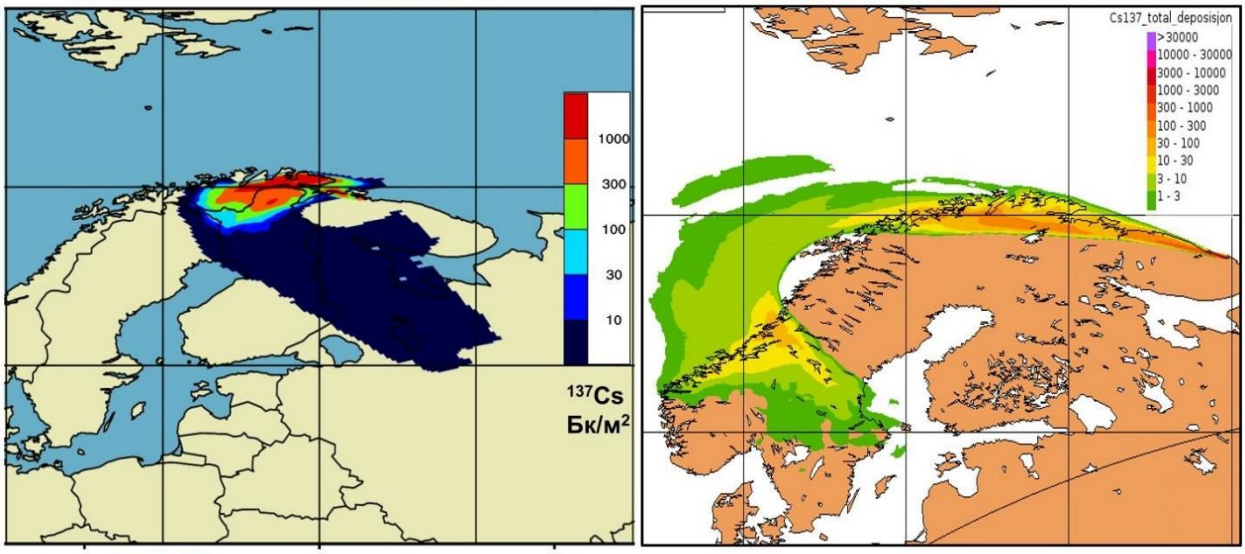
По оценкам норвежских специалистов будут загрязнены Норвегия, Швеция, Россия.

Масштаб опасности завышен, т. к. выброс $^{137}Cs$ увеличен в 50-100 раз от возможного.

Использован психологический критерий опасности – при фоне $^{137}Cs$ 3500-5000 Бк/м$^2$

прогноз ведется до 1-3 Бк/м$^2$, , т.е. на 80-90% площади к-во $^{137}Cs$ соответствует уровню фона

Авария при утилизации АПЛ Б-159 и выгрузке ОЯТ из К-27 в пос. Гремиха




**ВЫВОД.** Запугивание по экологическому признаку без учета нормативных требований

## Прогноз последствий аварии АПЛ в б. Чажма в интересах Японии

**Международный институт прикладного системного анализа. Австрия. 2002 г.**

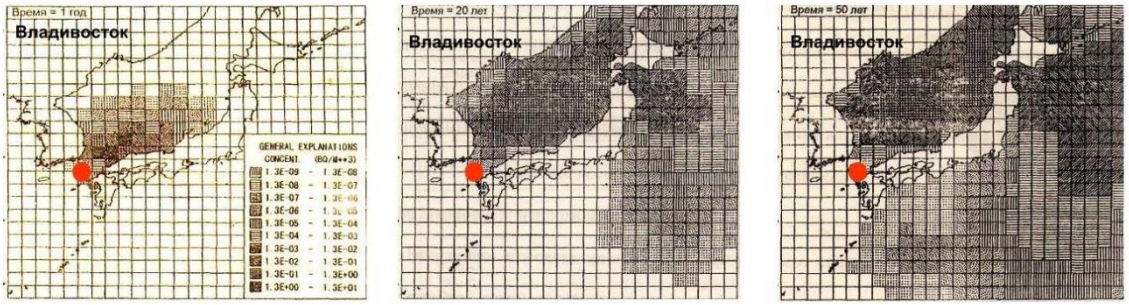
(В первую очередь выполнена перепроверка для прилегающих стран, а не России и Китая)

К. Л. Комптон, В. Н. Новиков, Ф. Л. Паркер, Ю. В. Сивинцев Радиоактивное наследие операций Тихоокеанского флота России и его потенциальное воздействие на соседние страны. Австрия. Международный институт прикладного системного анализа Final Review Draft. 2002 p. 91 p.

## Прогноз рассеяния радионуклидов в морской воде течение 50 лет

Kobayashi T. et al. Estimates of Collective Doses from Hypothetical Accident of a Nuclear Submarine. - Ibid., 2000. v. 38, No. 8, p. 658-662.

**Сценарий. АПЛ России потерпела аварию в Цусимском проливе, реактор ВВР 190 МВт**




**Вывод:** Безопасность в своих интересах. Прогнозы опередили российские исследования на 15-20 лет.

# Выводы и Предложения

Выполненное широкомасштабное исследование по реконструкции крупнейшей ядерной аварии в бухте Чажма позволяет оценить возможные последствия гипотетических аварий, которые могут произойти на объектах морской ядерной энергетики малой мощности.

Это становится особенно актуально в свете намечающихся активных мероприятий по интенсивному освоению Северного морского пути с применением транспортных и стационарных объектов ядерной энергетики.

Надо учесть, что с увеличением в несколько раз мощности новых реакторных установок по сравнению с рассмотренной в процессе аварии потребует проведение серьезных исследований в вопросах безопасности их эксплуатации в сложных морских условиях.

Одной из таких актуальных проблем остается прогноз распространения радионуклидов в воздушной и морской среде в случае возникновения гипотетических аварий с предельно максимальными выбросами радиоактивных веществ в окружающую природную среду.

При этом одним из эффективных методов обеспечения безопасности применения ядерных объектов в Арктическом и Дальневосточном регионах в интересах их экономического развития должна стать система постоянного и непрерывного мониторинга, создание которой является одной из перспективных задач этого направления.

С глубоким уважением.
Академик Саркисов А.А.

# ВОПРОСЫ ГАРМОНИЗАЦИИ ЗАКОНОДАТЕЛЬСТВА И НОРМАТИВНЫХ ПРАВОВЫХ АКТОВ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ С УЧЕТОМ СОВЕРШЕНСТВОВАНИЯ МЕЖДУНАРОДНЫХ ТРЕБОВАНИЙ И ТРЕБОВАНИЙ ЗАКОНОДАТЕЛЬСТВА РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ В ОБЛАСТИ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Бочаров К. Г.

*ГК «Росатом», г. Москва*

## Федеральный закон от 09.01.1996 г. № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» (его плюсы)

стал правовой основой ряда постановлений Правительства Российской Федерации и Федеральных целевых программ в области радиационной безопасности;

получил развитие в нормативных правовых актах, устанавливающих санитарно-эпидемиологические требования в области обеспечения радиационной безопасности: Нормах радиационной безопасности, Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности и многих других;

ускорил реализацию рекомендаций Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ-60 1990 года)по внедрению новых подходов и уменьшению основных дозовых пределов облучения населения и персонала;

в определённой степени положительно ответил на озабоченность общества по поводу радиационной безопасности, порождённую Чернобыльской аварией;

улучшил обеспечение радиационной безопасности в Российской Федерации и привел к снижению доз облучения персонала и населения.

## История предложений по изменению ФЗ № 3-ФЗ

на протяжении последних 20 лет неоднократно предпринимались попытки внесения изменений и разрабатывались конкретные предложения по корректировке отдельных положений данного закона. **Краткий перечень основных решений по вопросу о пересмотре закона № 3-ФЗ:**

решение **НТС-5 Минатома России от 01.12.2000** и решение **РНКРЗ от 05.12.2000** о подготовке предложений для внесения изменений в закон № 3-ФЗ;

рекомендации **парламентских слушаний** «О радиационной безопасности» **от 19.12.2000**. Парламентские слушания проводились по инициативе Комитета Государственной Думы по экологии, и было принято решение «… разработать и внести изменения и дополнения в Федеральные законы «О радиационной безопасности населения» и «Об использовании атомной энергии»;

заседание **Межведомственной комиссии Совета Безопасности Российской Федерации** по экологической безопасности **от 24.03.2011** (п. 2.1), в протоколе записано: «Подготовить и представить в Правительство Российской Федерации предложения о гармонизации национальной нормативно-правовой базы в области радиационной безопасности и защиты на основе рекомендаций МКРЗ (Публикация 103), Международных основных норм безопасности МАГАТЭ…»;

в **2012 году Планом выполнения мероприятий по реализации ОГП-ЯРБ** Минздраву России, Ростехнадзору, ФМБА России, Госкорпорации «Росатом», РАН и др. ФОИВ было поручено: «Разработка предложений о внесении изменений в Федеральный закон «О радиационной безопасности населения» в целях гармонизации с международными документами по радиационной безопасности, в том числе с Международными основными нормами безопасности, принятыми МАГАТЭ…».

## Постановка задачи гармонизации законодательства

**Указ Президента Российской Федерации от 13.10.2018:**
Утверждены «Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу».

**Распоряжение Правительства Российской Федерации от 02.02.2019:**
Утвержден План мероприятий по выполнению Указа Президента Российской Федерации .

**Распоряжение Госкорпорации «Росатом» от 18.04.2019:** Утвержден отраслевой план-график выполнения Госкорпорацией «Росатом» и ее организациями плана мероприятий по реализации «Основ государственной политики …»

**Задача:** Разработка предложений по гармонизации нормативных правовых актов Российской Федерации с учетом международных требований в области радиационной безопасности и внесению изменений в Федеральные законы.

## Участники работы

**ФМБЦ им.А.И.Бурназяна ФМБА России** – Н.К.Шандала, научн. рук., О.А.Кочетков, зам. научн. рук, В.Н.Клочков, отв. исполн., С.М.Шинкарев, В.Г.Барчуков, А.В.Симаков, С.М.Киселев

**СГИК Росатома** - А.П. Панфилов
**АО «ВНИИАЭС»** - Е.А.Иванов
**АО «Атомстройэкспорт»** - В.А.Кутьков

**МРНЦ им. А.Ф. Цыба – филиала НМИЦ**Р – В.В.Кащеев, С.Ю.Чекин

**НТЦ ЯРБ** – А.В.Курындин

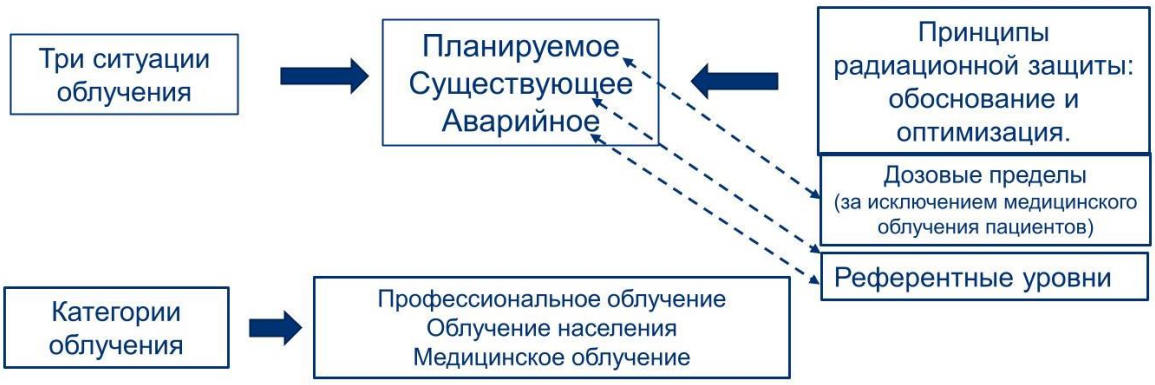
**ИБРАЭ РАН** – С.С.Уткин, С.В.Панченко

## Изменение системы радиационной защиты МКРЗ

| | | |
|---|---|---|
| **1990** | **Публикацией 60 МКРЗ развито понятие эффективной дозы** как радиологической меры потенциального ущерба, необходимой и достаточной для управления источником в области малых доз облучения персонала и населения.<br>Развитие от системы дозовых ограничений к системе радиационной защиты. | Введена новая система дозиметрических величин, уменьшены пределы дозы, изменены значения весовых тканевых множителей.<br>Предложена новая стратегия – не просто ограничение доз облучения, а управление источником на всех этапах его жизни, чтобы обеспечить его безопасное состояние. Контроль эффективных доз должен обеспечить обратную связь между источником облучения и системой обеспечения радиационной безопасности.<br>Введены дозовые ограничения - пределы дозы, граничные дозы и референтные уровни. |
| **2007** | **Публикация 103 МКРЗ эволюционно развивает положения Публикации 60**.<br>Эффективная доза – характеристика облучения условного человека. | Запрет использования эффективной дозы для оценки медицинских последствий облучения.<br>Эффективная доза используется только для установления дозовых ограничений и демонстрации соответствия облучения требованиям РБ.<br>Три ситуации облучения человека: планируемое, аварийное, существующее.<br>Усиление принципа оптимизации радиационной защиты. |

## Международная система радиационной защиты

**Публикация 103 МКРЗ (2007), Основные стандарты безопасности МАГАТЭ (2014)**




**Предел дозы облучения хрусталика глаза** для персонала снижен до 20 мЗв в среднем за год в течение пяти последовательных лет, но не более 50 мЗв в любой отдельно взятый год.

В два раза снизились верхние границы рекомендуемых уровней **объемной активности радона** в воздухе в жилых домах

## Анализ существующей нормативной базы по радиационной защите

Действующие российские документы, регулирующие радиационную безопасность персонала, населения и охрану окружающей среды, **не соответствуют** современной международной системе радиационной защиты и нуждаются в гармонизации с международными рекомендациями

## Предложения Роспотребнадзора по корректировке ФЗ № 3-ФЗ

В мае 2020 г. **Роспотребнадзор** разработал проект ФЗ «О внесении изменений в Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения»

**Федеральный портал проектов нормативных правовых актов**
regulation.gov.ru

***Критические замечания:***
- **Госкорпорация «Росатом»**
- **ФМБА России**
- **Ростехнадзор**
- **РАН**

Корректировка положений отдельных статей ФЗ №3-ФЗ, предложенная Роспотребнадзором:

- **не устраняет** недостатков действующего ФЗ №3-ФЗ
- **не решает** задачи по гармонизации правовой базы в области обеспечения радиационной безопасности с учетом международных требований
- **не отвечает** целям реализации государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности
- **Детальный анализ указанного законопроекта приведен в препринте № IBRAE-2020-03 и в статьях, опубликованных в журнале «Медицинская радиология и радиационная безопасность», 2020, Том 65, № 3 и № 6**

## Предложения об изменениях ФЗ №3-ФЗ

**Название закона**
«О радиационной безопасности в Российской Федерации».

**Гармонизировано** с законами
- «О биологической безопасности в Российской Федерации» (№492-ФЗ от 30.12.2020)
- «О химической безопасности в Российской Федерации» (в стадии разработки)

Изменения - в 22 статьи;
Дополнения - 12 новых статей

Согласно действующим Методическим рекомендациям по юридико-техническому оформлению законопроектов **целесообразно принять новый законодательный акт** с одновременной отменой действующего законодательного акта и изменением его названия.

Закон должен отражать **системный характер обеспечения радиационной безопасности** и учитывать нормы:
от 30.03.1999г № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения»;
от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».

## Основные положения нового Закона ФЗ-РБ

**Основа системы обеспечения РБ** – приоритет охраны жизни и здоровья человека, настоящего и будущего поколений, окружающей среды от возможного воздействия ИИИ.

**Система обеспечения РБ** - совокупность объектов, осуществляющих деятельность в области обращения с ИИИ, объектов инфраструктуры в области обеспечения РБ, установленных в новом Законе ФЗ-РБ и в иных нормативных правовых актах Российской Федерации требований по обеспечению РБ.

**Потенциальная опасность радиационного объекта** должна определяться его возможным радиационным воздействием на население и персонал при радиационной аварии.

## Гармонизация законодательства. Основные положения

**Изменение системы радиационной защиты**

Новая система должна:

- ✓ применяться ко всем источникам облучения и облучаемым лицам;
- ✓ охватывать три ситуации облучения: планируемое, аварийное, существующее;
- ✓ относиться к трем категориям облучения: профессиональному облучению, облучению населения и медицинскому облучению.

**Формулировки** основных принципов обеспечения РБ (обоснование, оптимизация и применение пределов дозы) должны быть приведены в соответствие с новыми международными документами, в которых эти принципы применяются во всех ситуациях облучения.

## Основные элементы нового Закона ФЗ-РБ

- нормирование в области обеспечения радиационной безопасности;
- классификация ИИИ и радиационных объектов по степени радиационной опасности;
- установление обязательных требований в области обеспечения радиационной безопасности ИИИ;
- лицензирование деятельности и экспертиза безопасности в области использования ИИИ;
- производственный контроль за обеспечением радиационной безопасности;
- радиационный контроль и радиационно-гигиенический мониторинг, включая учет доз облучения населения и профессионального облучения;
- оценка воздействия на окружающую среду и государственная экологическая экспертиза;
- государственный надзор в области обеспечения радиационной безопасности, государственный санитарный надзор за соблюдением субъектами законодательства в области санитарно-эпидемиологического благополучия в части обеспечения радиационной безопасности;
- информирование населения о радиационной обстановке и мерах по обеспечению радиационной безопасности.

## Гармонизация законодательства. Основные положения

Регулирующие нормативы для профессионального облучения и облучения населения устанавливаются в НРБ только для ситуаций планируемого облучения. НРБ и ОПОРБ утверждаются постановлением Правительства Российской Федерации

Регулирование облучения персонала и населения в ситуации аварийного и существующего облучения осуществляется регулирующим органом путем введения референтных уровней, которые вносятся в Нормы РБ

Для перехода от ситуации аварийного облучения к ситуации существующего облучения должны быть определены требования в отношении облучения населения и профессионального облучения

Перечень видов облучения, относящихся к категории «исключение», и критерии «освобождения» материалов, предметов, технологий, видов деятельности и источников ионизирующего излучения от радиационного контроля, устанавливаются в ОПОРБ.

## Перестройка нормативно-правовой базы регулирования РБ

- √ основные нормативно-правовые положения установить на уровне Федерального закона.
- √ количественные критерии регулирования РБ установить в утверждаемых Правительством Российской Федерации НРБ и ОПОРБ.
- √ нормативно-методические положения, необходимые для практического регулирования и обеспечения РБ, устанавливать в документах, утверждаемых органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять:
  - федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор – в части обеспечения радиационной безопасности человека (персонал и население);
  - для отдельных отраслей промышленности с особо опасными условиями труда – ФМБА России,
  - федеральный государственный экологический, технологический и атомный надзор – в части РБ ядерных объектов и технологий.

## Изменение системы регулирования в области обеспечения радиационной безопасности

Включить в новый ФЗ «О радиационной безопасности в Российской Федерации» положения, обязывающие Правительство РФ установить и разграничить права и обязанности федеральных органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять регулирование и регулирующий надзор в области обеспечения радиационной безопасности, включая **разграничение деятельности надзорных органов** по утверждению нормативных и методических документов в рамках своей области ответственности.

РНКРЗ

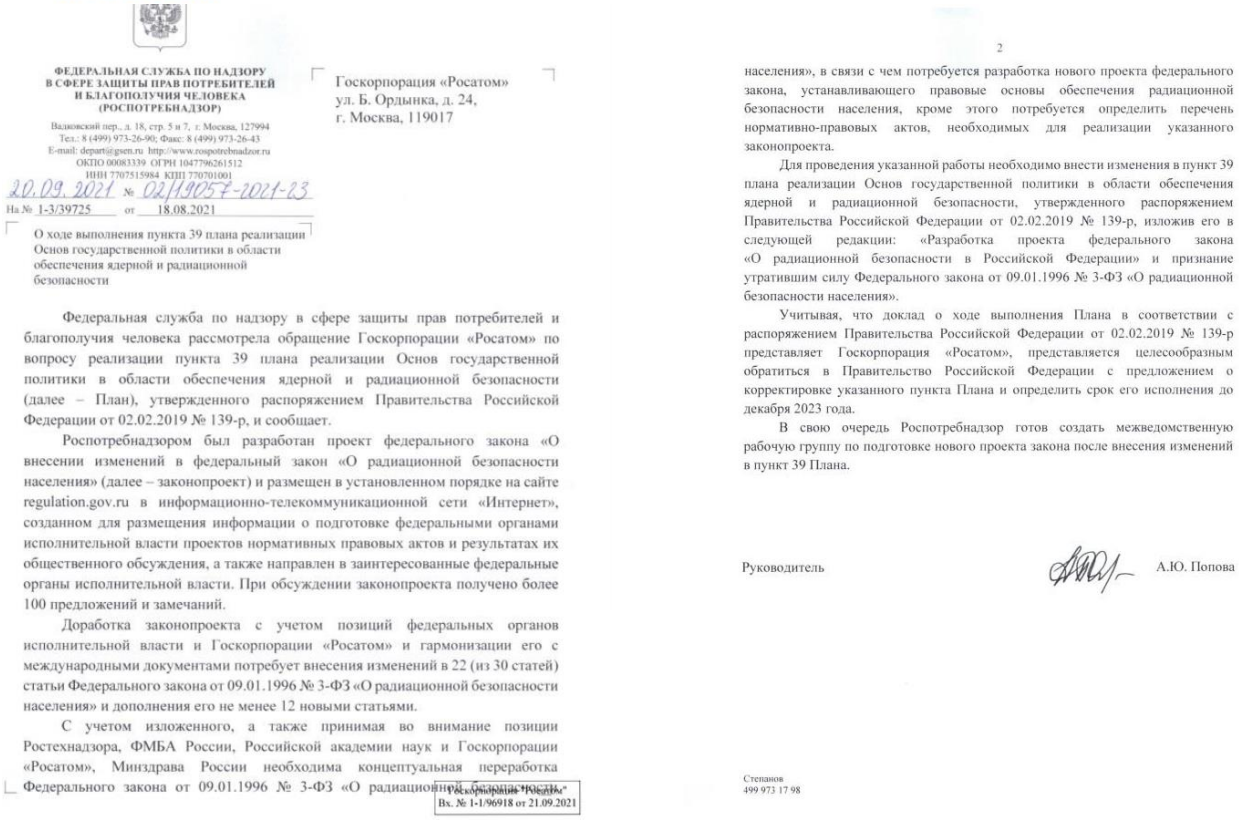
**Российская научная комиссия по радиологической защите при Российской академии наук**

Определить в законе статус и полномочия **Российской научной комиссии по радиационной защите (РНКРЗ)**, как независимой вневедомственной экспертной организации по вопросам обеспечения радиационной безопасности, состоящей из ведущих ученых и специалистов в этой области.

## Из письма Госкорпорации «Росатом» от 18.08.2021 №1-3/39725

1. Было повторно высказано критическое отношение Госкорпорации «Росатом» к законопроекту, предложенному Роспотребнадзором (письмо от 29.05.2020 № 02/10825-2020-23), который рассматривался в июне 2020 г. и не был согласован, в связи с тем, что он не устранял недостатков действующего Федерального закона № 3-ФЗ, не решал поставленной Планом задачи по гармонизации правовой базы в области обеспечения радиационной безопасности с учетом международных требований и не отвечал целям реализации государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.
2. Внесено предложение о принятии нового Федерального закона «О радиационной безопасности в Российской Федерации» с одновременной отменой действующего законодательного акта.
3. Предложено создать межведомственную рабочую группу для подготовки предложений по трансформации нормативной правовой базы в области обеспечения радиационной безопасности, исходя из подходов и принципов, установленных в международных документах.

## Ответ Роспотребнадзора на обращение Госкорпорации «Росатом»



ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА ПО НАДЗОРУ В СФЕРЕ ЗАЩИТЫ ПРАВ ПОТРЕБИТЕЛЕЙ И БЛАГОПОЛУЧИЯ ЧЕЛОВЕКА (РОСПОТРЕБНАДЗОР)

Вадковский пер., д. 18, стр. 5 и 7, г. Москва, 127994
Тел.: 8 (499) 973-26-90; Факс: 8 (499) 973-26-43
E-mail: depart@gsen.ru http://www.rospotrebnadzor.ru
ОКПО 00083339 ОГРН 1047796261512
ИНН 7707515984 КПП 770701001

20.09.2021 № 02/19057-2021-23
На № 1-3/39725 от 18.08.2021

Госкорпорация «Росатом»
ул. Б. Ордынка, д. 24,
г. Москва, 119017

О ходе выполнения пункта 39 плана реализации Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности

Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека рассмотрела обращение Госкорпорации «Росатом» по вопросу реализации пункта 39 плана реализации Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности (далее – План), утвержденного распоряжением Правительства Российской Федерации от 02.02.2019 № 139-р, и сообщает.

Роспотребнадзором был разработан проект федерального закона «О внесении изменений в федеральный закон «О радиационной безопасности населения» (далее – законопроект) и размещен в установленном порядке на сайте regulation.gov.ru в информационно-телекоммуникационной сети «Интернет», созданном для размещения информации о подготовке федеральными органами исполнительной власти проектов нормативных правовых актов и результатах их общественного обсуждения, а также направлен в заинтересованные федеральные органы исполнительной власти. При обсуждении законопроекта получено более 100 предложений и замечаний.

Доработка законопроекта с учетом позиций федеральных органов исполнительной власти и Госкорпорации «Росатом» и гармонизации его с международными документами потребует внесения изменений в 22 (из 30 статей) статьи Федерального закона от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» и дополнения его не менее 12 новыми статьями.

С учетом изложенного, а также принимая во внимание позиции Ростехнадзора, ФМБА России, Российской академии наук и Госкорпорации «Росатом», Минздрава России необходима концептуальная переработка Федерального закона от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности

Госкорпорация «Росатом»
Вх. № 1-1/96918 от 21.09.2021

2

населения», в связи с чем потребуется разработка нового проекта федерального закона, устанавливающего правовые основы обеспечения радиационной безопасности населения, кроме этого потребуется определить перечень нормативно-правовых актов, необходимых для реализации указанного законопроекта.

Для проведения указанной работы необходимо внести изменения в пункт 39 плана реализации Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности, утвержденного распоряжением Правительства Российской Федерации от 02.02.2019 № 139-р, изложив его в следующей редакции: «Разработка проекта федерального закона «О радиационной безопасности в Российской Федерации» и признание утратившим силу Федерального закона от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения».

Учитывая, что доклад о ходе выполнения Плана в соответствии с распоряжением Правительства Российской Федерации от 02.02.2019 № 139-р представляет Госкорпорация «Росатом», представляется целесообразным обратиться в Правительство Российской Федерации с предложением о корректировке указанного пункта Плана и определить срок его исполнения до декабря 2023 года.

В свою очередь Роспотребнадзор готов создать межведомственную рабочую группу по подготовке нового проекта закона после внесения изменений в пункт 39 Плана.

Руководитель А.Ю. Попова

Степанов
499 973 17 98

## Из письма Роспотребнадзора от 20.09.2021 №02/19057-2-21-23

1. Отмечена необходимость концептуальной переработки Федерального закона №3-ФЗ от 09.01.1996 «О радиационной безопасности населения», для чего необходима разработка проекта нового федерального закона «О радиационной безопасности в Российской Федерации» и признание утратившим силу действующего Федерального закона.
2. Для выполнения этой работы Госкорпорации «Росатом» необходимо обратиться в Правительство Российской Федерации с предложением о корректировке Плана мероприятий по реализации Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу (п.39).
3. Выражена готовность Роспотребнадзора создать межведомственную рабочую группу по подготовке проекта нового Федерального закона после внесения изменений в п.39 Плана мероприятий по реализации Основ.

# ДЕТРИТИЗАЦИЯ ЭЛЕКТРОСТАТИЧЕСКОГО СПЕКТРОМЕТРА УСТАНОВКИ «ТРОИЦК НЮ-МАСС»

Иванов Б.В.

*НИЦ Курчатовский институт, г. Москва*

Доклад посвящен описанию методов и представлению результататов очистки электростатического спектрометра установки «Троицк Ню-масс», внутренний объем которого (40 м$^3$) и поверхности (160 м$^2$) были загрязнены тритием (5,2 ± 0,9) ГБк.

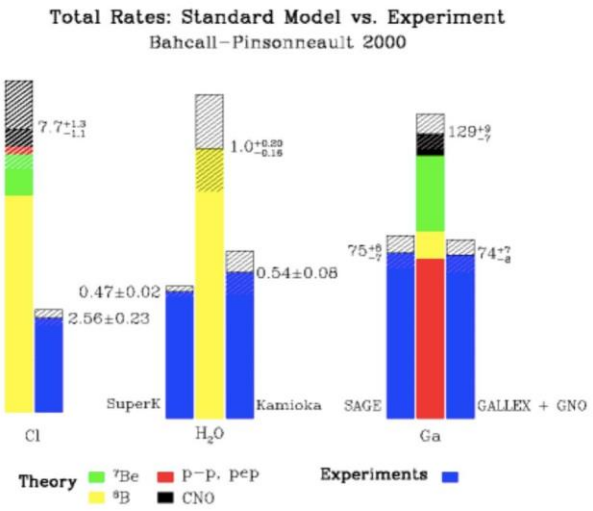
Установка «Троицк Ню-Масс» Института ядерных исследований РАН предназначена для измерения спектра электронов, образующихся в результате распада трития, с целью поиска гипотетических частиц - стерильных нейтрино. Из-за неисправности оборудования внутренний объем спектрометра был загрязнен тритием. Загрязнение сделало измерения невозможными, и программа исследований была остановлена. Для удаления трития были использованы разные методы: вакуумная экстракция, водородородные промывки и выдержка в водяном паре. Детритизация проводилась при ограничениях по давлению (2 мбар) и температуре (до 110 °C) в установке. В связи с этим было использовано минимальное количество реагентов, что привело к небольшому количеству тритийсодержащих отходов.

В докладе описана эффективность различных методов детритизации и обсуждается возможные механизмы удаления трития. Наиболее эффективный метод - выдержка в водяном паре. Добавление газообразного водорода в водяной пар несколько повышает эффективность. Также показано, что добавление аммиака, перекиси и замена протия дейтерием не приводит к увеличению эффективности детритизации. Использование сухих водородных промывок неэффективно.

В результате детритации количество трития снизилось до (0,4 ± 0,07) ГБк, а фон основного детектора спектрометра «Троицк Ню-масс» снизился более чем на прядок. Это, в комплексе с дополнительными мерами, позволило возобновить работу установки.

Остаточный уровень загрязнения тритием внутренних поверхностей установки позволяет персоналу эксплуатировать ее без дополнительных ограничений.

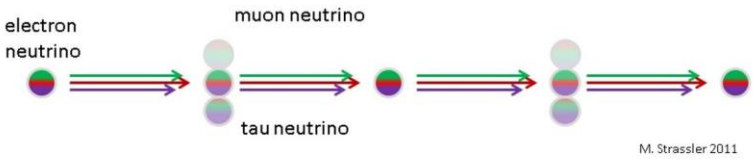
Масса нейтрино




Проблема солнечных нейтрино:
в конце 60х годов был обнаружен дефицит регистрируемых солнечных нейтрино

Масса нейтрино

Нейтринные осцилляции




**Upper Bound of 0.28eV on the Neutrino Masses from the Largest Photometric Redshift Survey**

Shaun A. Thomas,[1] Filipe B. Abdalla,[1] and Ofer Lahav[1]
[1]*Department of Physics and Astronomy, University College London, Gower Street, London, WC1E 6BT, UK*

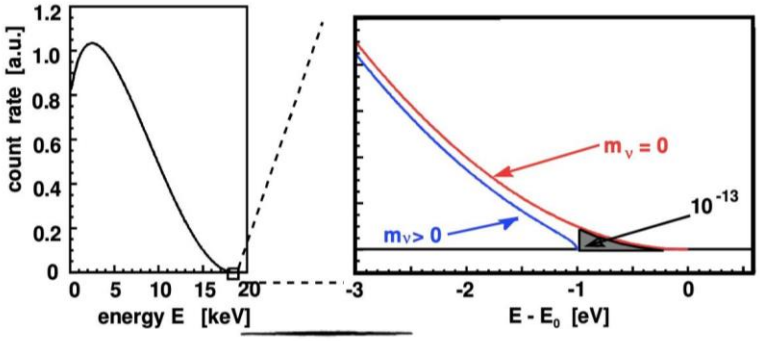
Однако! Возможно определение массы электронного нейтрино прямым измерением

«Троицк Ню-Масс»

*...имея в виду ... непрерывный $\beta$-спектр, я предпринял отчаянную попытку спасти «обменную статистику» и закон сохранения энергии. Именно, имеется возможность того, что в ядрах существуют электрически нейтральные частицы, которые я буду называть «нейтронами» и которые обладают спином ½... Масса «нейтрона» по порядку величины должна быть сравнимой с массой электрона и во всяком случае не более 0,01 массы протона. Непрерывный $\beta$-спектр тогда стал бы понятным, если предположить, что при $\beta$-распаде вместе с электроном испускается ещё и «нейтрон», таким образом, что сумма энергий «нейтрона» и электрона остаётся постоянной.*

Вольфганг Паули, 1930 г.

$$^{3}_{1}\mathrm{H} \rightarrow {}^{3}_{2}\mathrm{He}^{1+} + e^{-} + \bar{\nu}_e.$$




## The β-Spectrum of $H^3$

G. C. Hanna and B. Pontecorvo
*Chalk River Laboratory, National Research Council of Canada, Chalk River, Ontario, Canada*

January 28, 1949

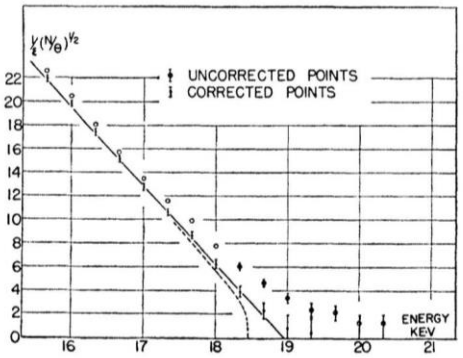



FIG. 2. "Kurie" plot of the end of the $H^3$ spectrum. The theoretical curve (shown dotted) corresponding to a finite neutrino mass of 500 ev (or 1 kev —see text) has been included for comparison.

Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A240 (1985) 305–310
North-Holland, Amsterdam



## A METHOD FOR MEASURING THE ELECTRON ANTINEUTRINO REST MASS

V.M. LOBASHEV
*Institute for Nuclear Research of the Academy of Sciences of the USSR, Profsoyuznaya 7a, Moscow, USSR*

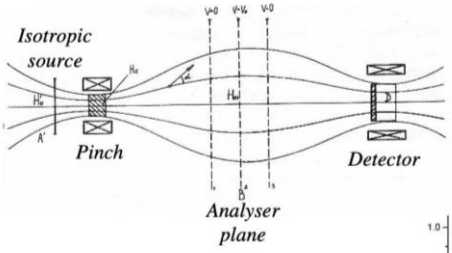
P.E. SPIVAK
*I.V. Kurchatov Institute of Atomic Energy, Ploshchad' Kurchatova 46, Moscow 123182, USSR*

Received 13 June 1984 and in revised form 6 May 1985

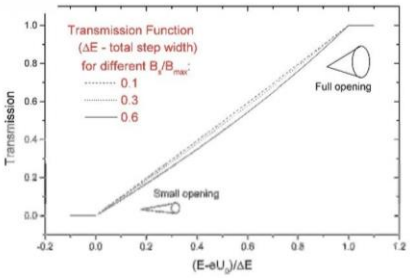
A method is proposed for measuring the tritium beta spectrum in order to determine the electron antineutrino rest mass. This method includes an electrostatic integral spectrometer with adiabatic collimation. The use of a source in the form of atomic polarized tritium in a strong magnetic field or of a gaseous molecular source is considered.

В 1984 году был предложен метод для измерения спектра электронов с помощью электростатического спектрометра с магнитной адиабатической коллимацией

«Троицк Ню-Масс»




$$\Delta E = |eU_0| \frac{B_{analyser}}{B_{pinch}}$$




**Разрешение не зависит от размера источника !**

ELSEVIER

Nuclear Physics A719 (2003) 153c–160c

NUCLEAR PHYSICS A

www.elsevier.com/locate/npe

«Троицк Ню-Масс»

## The search for the neutrino mass by direct method in the tritium beta-decay and perspectives of study it in the project KATRIN

V.M. Lobashev[a]

[a]Institute for Nuclear Research of the Russian Academy of Sciences 60th October Anniv. prospect 7a, 117312 Moscow, Russia

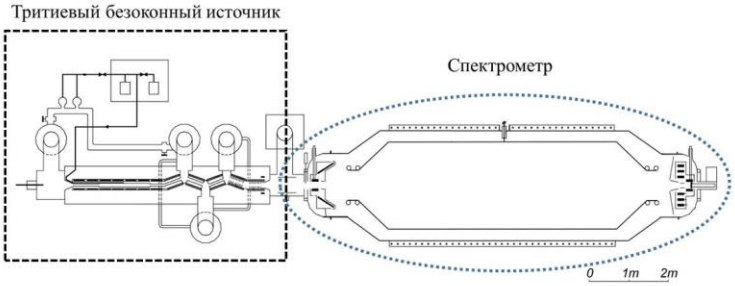
The updated results of the search for neutrino mass in the tritium beta-decay on the Troitsk nu-mass and Neutrino Mainz set-ups are presented. Both groups give an upper limit for the neutrino mass at 95% $m_\nu < 2.05\ eV/c^2$ in Troitsk and $m_\nu < 2.2\ eV/c^2$ in Mainz. Further improvement is limited both by statistic and systematic errors. In order to enter in the cosmologically important sub-electronvolt area the collaboration of groups from Karlsruhe Forschungszentrum, Mainz, Troitsk et al. proposed a new advanced project KATRIN. The status of the project is presented.

«Троицк Ню-Масс»

## KATRIN

Верхнюя граница массы электронного нейтрино равной 1,1 эВ/$c^2$ (2019 г.)
Для достижения целевой чувствительности 0,2 эВ/$c^2$ требуется 1000 дней измерений.

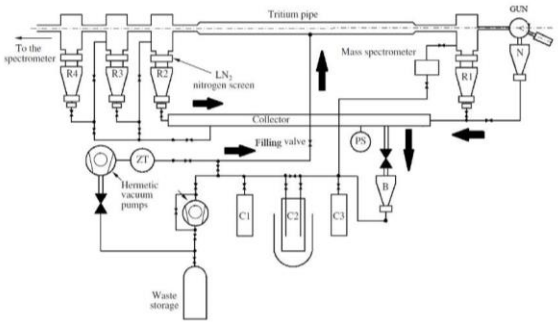
## Состав установки




Основные узлы установки:

- безоконный тритиевый источник
- электростатический спектрометр с магнитной коллимацией
- криогенное оборудование

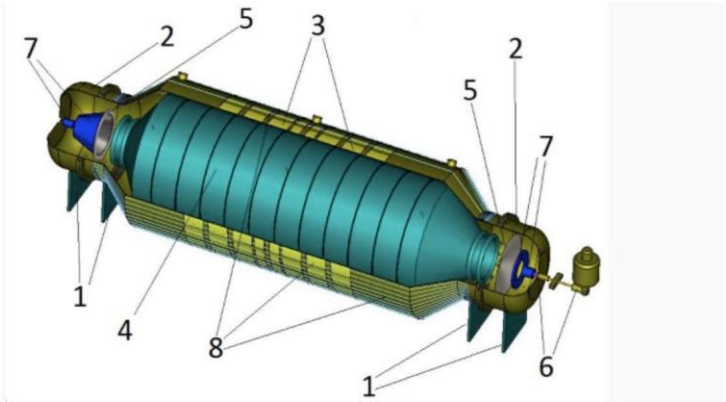
## «Троицк Ню-Масс»




Безоконный тритиевый источник предназначен для создания газовой тритиевой мишени и транспортировки электронов распада в спектрометр. Тритий подают в центральную часть источника и откачивают с торцов, дополнительно установлены поглощающие газы криопанели.

В совокупности, коэффициент подавления трития и других газов до входа в спектрометр не хуже $10^{10}$. При этом не создается препятствий для попадания электронов в спектрометр.

«Троицк Ню-Масс»




1 - опоры спектрометра, 2 - входная и выходная чашки, 3 - теплые аксиальные обмотки, 4 - основной высоковольтный электрод, 5 - электроды под нулевым потенциалом, 6 - система детектора с охлаждением жидким азотом, 7 - набор сверхпроводящих магнитов.

Общая длина спектрометра около **10 метров** и внутренний свободный объемом приблизительно **40 м$^3$**

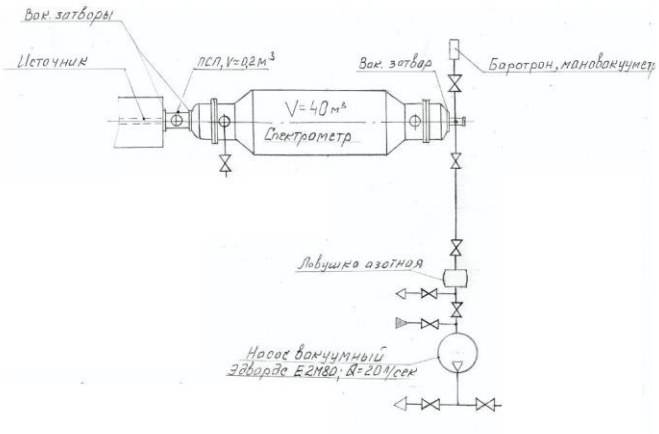
Цель работы

В результате сбоя в работе вакуумного оборудования спектрометр установки был загрязнен тритием. Фоновый счет на основном детекторе электронов, расположенном в конечной части спектрометра, **возрос в 100 раз** относительно предыдущих значений и составил более **18 000 имп/с**

**Целью** настоящей работы была **детритизация спектрометра** и других узлов установки «Троицк Ню-масс»

**Ограничения:**
давление в спектрометре – не более 2 мБар;
температура прогрева внешнего корпуса не более 110 °С;
невозможно использовать аммиак и другие реагенты.

Процедура детритизации




Для детритизации применяли методы **вакуумной экстракции**, **промывки водородом**, **промывки водяным паром**.

Контроль хода детритизации осуществляли измерением **фона основного детектора** спектрометра и измерением **активности собранной тритированной воды**

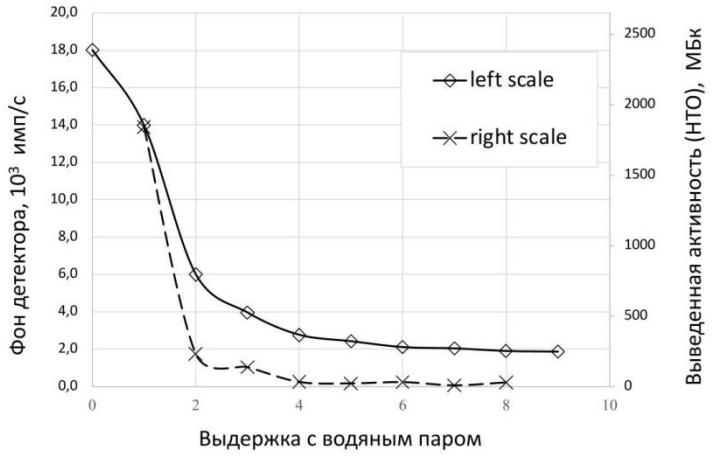
15

Результаты детритизации

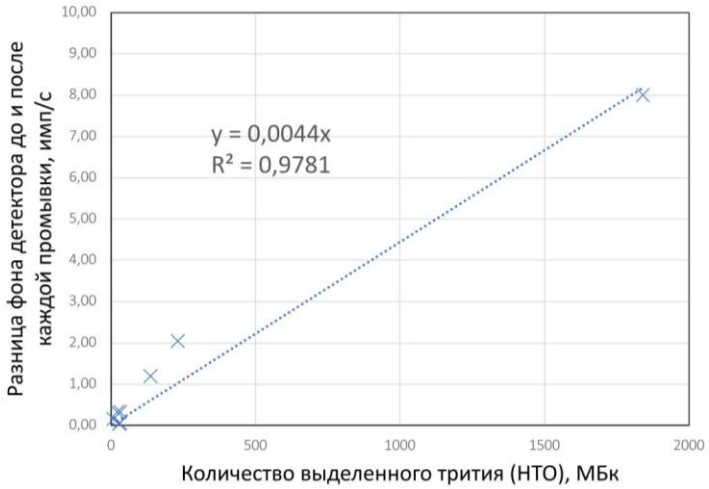
| № | Время выдержки, дни | Время прогрева, часы | Фон детектора, кГц | Выведенная активность, Мбк | Реагенты |
|---|---|---|---|---|---|
| 0 | 30 | - | 18 | - | $H_2$, $10^{-2}$ мбар, Начальный фон. |
| 1 | 30 | 80 | 14 | 1840 | 20 мл $H_2O$ + $H_2$ |
| 2 | 8 | 28 | 6.0 | 231 | 60 мл $H_2O$ + $H_2$ |
| 3 | 8 | 72 | 3.95 | 137 | 20 мл $H_2O$ + $H_2$ |
| 4 | 4 | 24 | 2.76 | 32 | 20 мл $H_2O$ |
| 5 | 5 | 24 | 2.44 | 22 | 20 мл (97%$H_2O$ + 3%$H_2O_2$) |
| 6 | 12 | 87 | 2.11 | 31 | 20 мл $H_2O$ + $H_2$ |
| 7 | 3 | 12 | 2.05 | 8 | 20 мл (90%$H_2O$ + 3%$H_2O_2$) |
| 8 | 6 | 48 | 1.9 | 29 | 20 мл $H_2O$ + $D_2$ |
| 9 | - | - | 1.86 | - | Остаточный фон |

При первой промывке водяным паром значительно снизился фон кремниевого детектора спектрометра. В дальнейшем эффективность промывок снизилась. Уровень фона фактически стабилизировался, а количество выведенной активности значительно снизилось, начиная с пробы 5.

Результаты детритизации




Начальное загрязнение




Начальное количество трития в спектрометре было оценено в **$(5{,}1_8 \pm 0{,}9_2)$ ГБк**

Остаточное количество трития — **$(0{,}4_2 \pm 0{,}07_5)$ ГБк,**

что соответствует поверхностной активности — **(250 ± 47) Бк/см²**

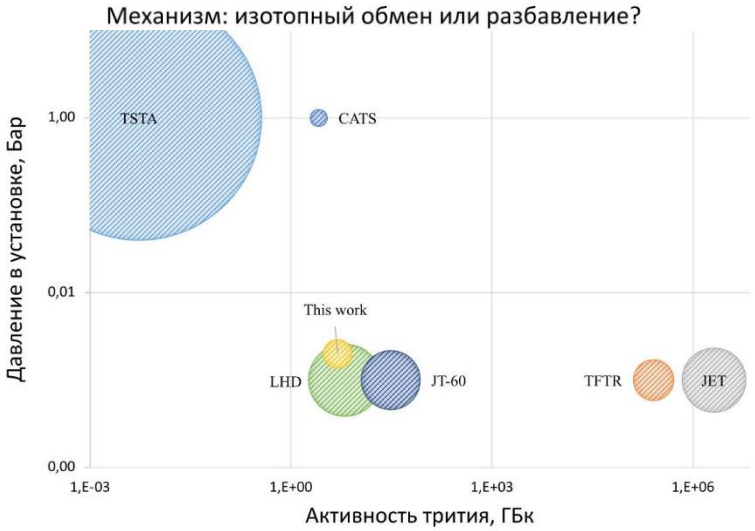
Эффективность методов

**Вакуумная экстракция.** Не принесла значимого результата. Откачка спектрометра и поддержание вакуума на уровне $1\times10^{-5}$ мБар **не привело к снижению фона детектора**.

**Промывки водородом.** Степень разбавления начальной атмосферы внутри спектрометра составила **не менее 6000 раз**. Фон детектора уменьшился только на **~ 20%** . Метод **низко эффективен**

**Промывки водным паром.** В результате первой промывки выведено 79% трития, собранного в виде воды, и 45% от общего количества трития согласно приведенной выше оценке. Благодаря промывкам водяным паром было удалено ~ **70% трития** (по показаниям кремниевого детектора), что говорит о **высокой эффективности метода.**

Существующий опыт




Установка «Троицк Ню-масс» занимает промежуточное положение между двумя группами экспериментов по детритизации оборудования

CATS

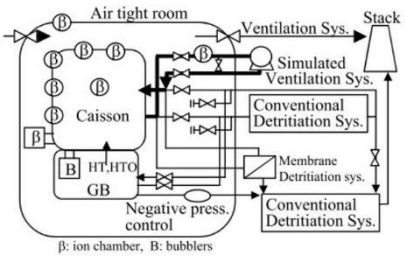



Figure 1 Conceptual layout of CATS in TPL/JAEA

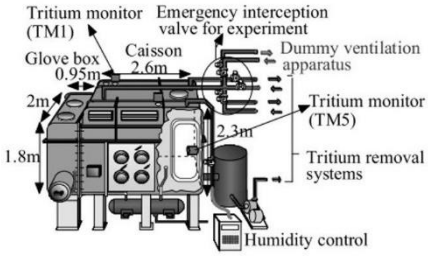



Figure 2 Schematic drawing of CATS

- В бокс напускали 2,6 ГБк трития в молекулярной форме или с примесью 3% тритиевой воды. В качестве газа вытеснителя использовали сухой азот
- Тритий выдерживали в боксе от нескольких часов до нескольких дней
- Затем тритий удаляли путем вентиляции бокса при потоке воздуха 50 м³/час с контролируемой влажностью
- Из вентиляции воздух попадал в систему очистки на основе каталитического реактора окисления трития и адсорбера (молекулярные сита) для улавливания тритированной воды

[1] K. Kobayashi, T. Hayashi, Y. Iwai, and M. Nishi, “Results of experimental study on detritiation of atmosphere in large space,” *Fusion Eng. Des.*, vol. 58–59, pp. 1059–1064, 2001.

CATS

Молекулярный тритий

$$\frac{dW_i}{dt} = -W_i \frac{F}{V}$$

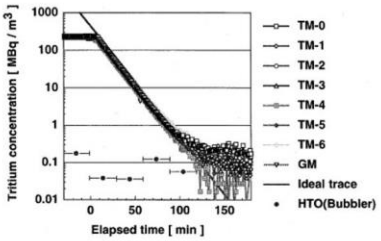



Fig. 2. Typical tritium removal behavior in the dry air atmosphere (humidity: 12 ppm) by 50 $m^3/h$ of detritiation.

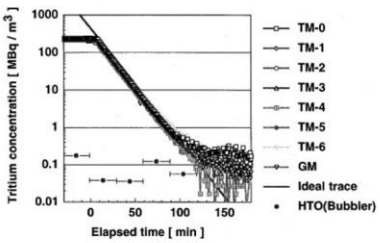



Fig. 2. Typical tritium removal behavior in the dry air atmosphere (humidity: 12 ppm) by 50 $m^3/h$ of detritiation.

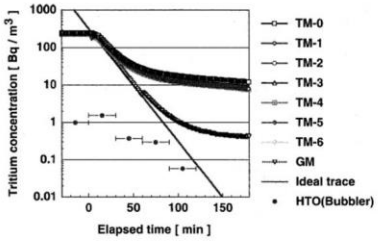



Fig. 4. Tritium removal behavior in the dry air atmosphere (humidity: 1 ppm) by 50 $m^3/h$ of detritiation (HTO in the released tritium: 0.4–1.0%).

CATS

Тритий + HTO

$$\frac{dW_j}{dt} = -W_j \frac{F}{V} - k_a A \frac{W_j}{\sum_{j=1}^{3} W_j} \left( \sum_{j=1}^{3} C_j \right)^{0.53} + k_d q_j$$

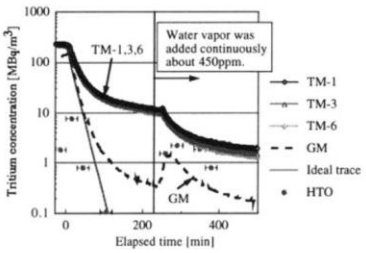



Fig. 5 Tritium removal behavior in the dry air atmosphere (humidity:27 ppm) by 50 $m^3/h$ of the detritiation system.

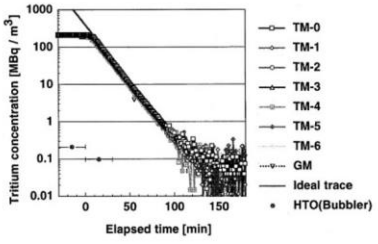



Fig. 3. Tritium removal behavior in the dry air atmosphere (humidity: 10 ppm) by 50 $m^3/h$ of detritiation (residence time: 1 week).

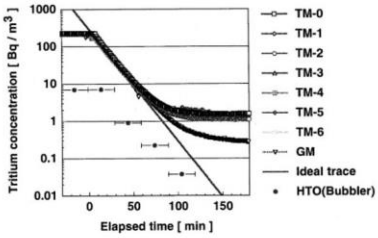



Fig. 5. Tritium removal behavior in the humid air atmosphere (humidity: 582 ppm) by 50 $m^3/h$ of detritiation (HTO in the released tritium: 3.0%).

JT-60

Выдержка в воздухе контролируемой влажности

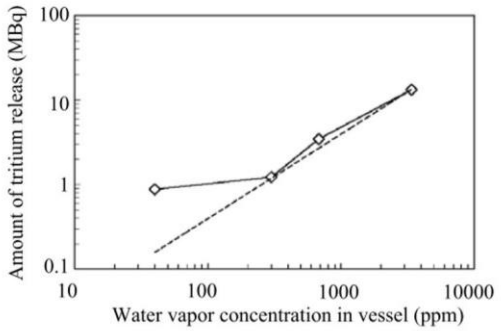



Fig. 3. Dependence of released tritium on water vapor concentration in vacuum vessel

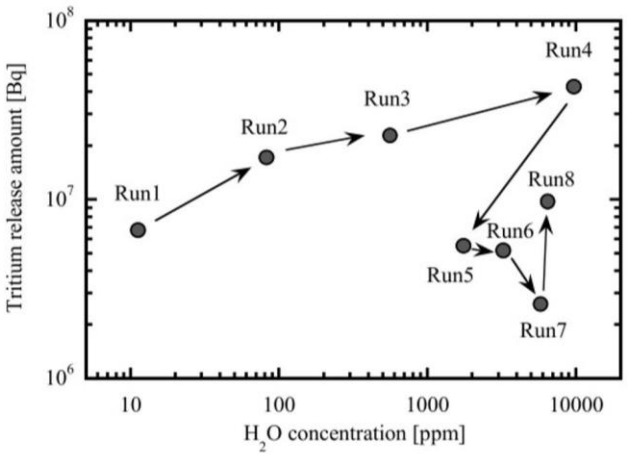
Продувку осуществляли $H_2$, He и Ar при постоянном давлении 0.05, 0.1 or 0.3 Па при температурах 293, 423 и 523 К.

При использовании He и Ar увеличение концентрации трития было сопоставимым.

Авторы указывают на то, что изотопный обмен с $H_2$ не эффективен для удаления $T_2$.

LHD

Выдержка в воздухе контролируемой влажности




Также была обнаружена зависимость от влажности воздуха при долговременной продувке камеры стелларатора

Выводы

- Проведена детритизация спектрометра и преспектрометра установки «Троицк НюМасс».
- Оценено количество трития **$(5{,}1_8 \pm 0{,}9_2)$ ГБк**. Остаточное содержание трития в спектрометре - **$(0{,}4_2 \pm 0{,}07_5)$ ГБк**.
- Оценена эффективность детритизации различными методами.
- Описан наиболее вероятный механизм детритизации спектрометра.

Для обеспечения работоспособности спектрометра в сложившейся ситуации с остаточным тритием было решено увеличить **магнитное поле в центре спектрометра** с помощью дополнительной соленоидной обмотки поверх корпуса спектрометра.

В результате был получен положительные результат: после проведенной очистки и включением дополнительного поля, общий фон детектора установки с открытым газовым тритиевым источником (без наполнения тритием) оказался **в 3-4 раза больше**, чем ранее, но на **приемлемом для измерений уровне**.

# ОПРЕДЕЛЕНИЕ МОЩНОСТИ ЭКВИВАЛЕНТНОЙ ДОЗЫ НА ПЛОЩАДКЕ ДКХОЯТ ОТ КОНТЕЙНЕРОВ УКХ С ОЯТ РУ БН-350

Прозорова И.В., Мухамедиев К.С., Прозоров А.А.

*ИАЭ РГП НЯЦ РК, г. Курчатов, Казахстан*

На территории Казахстана создано хранилища отработавшего топлива реактора БН-350, содержащего плутоний и обогащённый уран. Технические характеристики и конструкция всех устройств и систем хранилища должны обеспечивать ядерную и радиационную безопасность для обслуживающего персонала и населения прилегающего к площадке хранилища региона, а также исключать возможность радиоактивного загрязнения окружающей среды, с учётом природных и техногенных факторов в соответствии с требованиями нормативно-технической документации, действующей в РК.

Но материалы контейнеров с ОЯТ и материалы самих тепловыделяющих сборок (ТВС) могут деградировать в процессе хранения. Из-за облучения нейтронами и гамма-квантами, высоких тепловых нагрузок, коррозии и других причин механические свойства контейнеров могут ухудшиться, при этом скорость деградации может оказаться выше расчетной из-за неверного выбора материалов или нарушений при упаковке ОЯТ в контейнеры (например, попадание воды внутрь контейнера из-за недостаточной осушки ТВС). Это может быть причиной того, что часть защитных барьеров контейнерного хранилища окажется разрушена ещё до окончания срока хранения ОЯТ, при этом возможно возникновение ситуаций с выходом продуктов деления в окружающую среду и последующим облучением персонала и населения. В связи с чем, становится важным анализ и прогноз ситуаций, связанных с изменением конфигурации ОЯТ в ходе долговременного хранения. Для разработки методики расчетной оценки состояния ОЯТ в режиме долговременного хранения важно определить возможные уязвимые места системы.

*Приборы и методы*

Нейтронно-физические расчеты по определению МЭД от одиночного контейнера УКХ с ОЯТ были проведены с помощью многоцелевой программы MCNP5 с использованием библиотек констант ENDF/B5 и ENDF/B6 [1]. Плотность потока излучения рассчитывалась при условии учета всех процессов, связанных с рассеянием и поглощением гамма-излучения и нейтронов. Перевод флюенса фотонного и нейтронного

излучений в эффективную дозу осуществлялся с помощью коэффициентов, описанных в [2].

Расчетная модель УКХ для программы MCNP5 максимально приближена к реальной конструкции: заданы характеристики топлива, защиты контейнера [3]. Все исходные данные, предположения и допущения принимались исходя из принципа консервативности расчета. В качестве расчетного чехла при построении моделей в аварийных ситуациях и при нормальных условиях работы задавался наиболее «горячий» шестиместный чехол №329.

Все тепловыделяющие сборки упакованы в шестиместные чехлы. В качестве расчетного чехла при построении моделей в аварийных ситуациях и при нормальных условиях работы задавался наиболее «горячий» шестиместный чехол №329. Корпус чехла – это цилиндр, который имеет диаметр 406,4 мм и длину – 3854 мм. Включая захватную головку, длина чехла составляет 3989 мм. Толщина обечайки корпуса – 4 мм, днища – 25 мм. Толщина крышки для чехла с приваренной к ней защитной пробкой составляет 200 мм. Расчетная конфигурация представлена на рисунке 1.

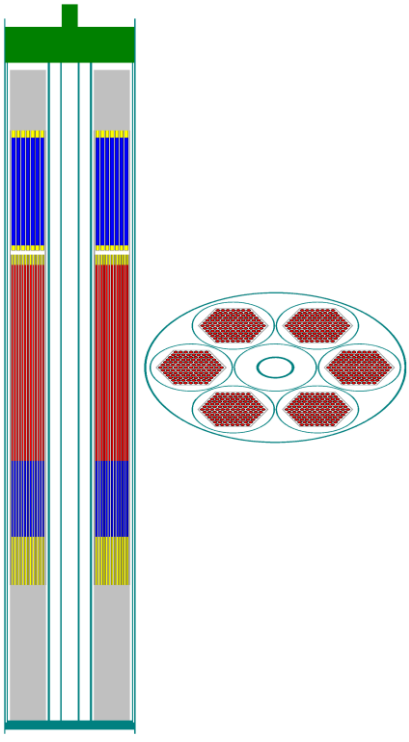


Рисунок 1 – Расчетная конфигурация шестиместного чехла

Упаковочный комплект хранения (УКХ). При расчетах размеры УКХ принимались следующими: наружный диаметр – 2400 мм; внутренний диаметр – 1500 мм, толщина

стенки – 900 мм. Радиационная защита, задаваемая в расчетах, состоит из пяти слоев (от внутреннего края к наружному).

Контейнер содержит 8 чехлов. В каждом чехле размещены 3 ОТВС активной зоны РУ БН-350 третьего типа и 3 экранные ОТВС второго типа. Активность продуктов деления (ПД) и продуктов активации (ПА) в сборках – максимальная. Активность для расчетов МЭД взята из /4/. Расчетная конфигурация восьмиместного УКХ приведена на рисунке 2.

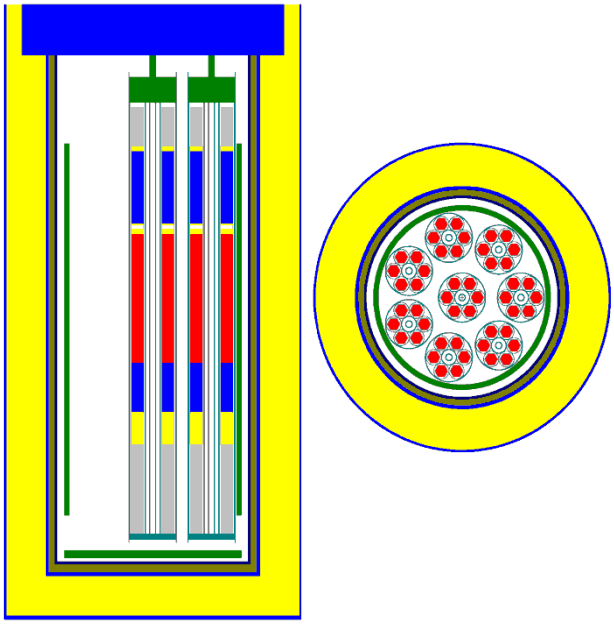
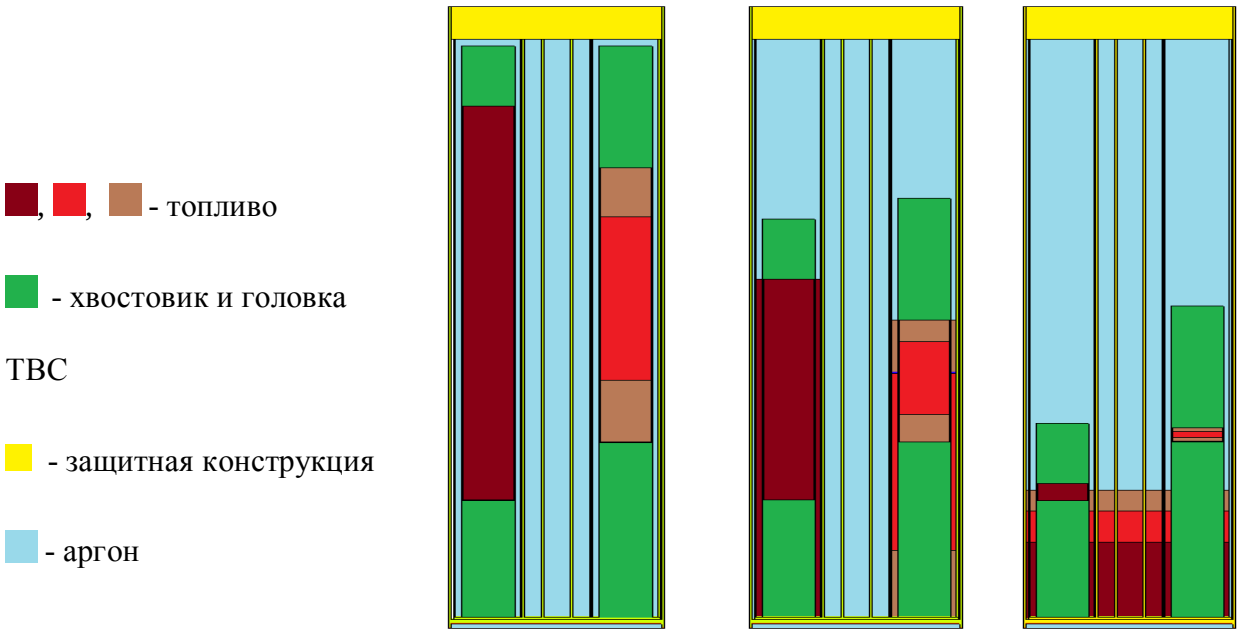


Рисунок 2 – Расчетная конфигурация УКХ

При проведении расчетов рассматривалась расчетные модели (рис. 3), представленные в таблице 1 с контейнерами УКХ с ОЯТ.

Таблица 1 – Расчетные модели

| № модели | Защитная конструкция | Топливо |
|---|---|---|
| 1 | Исходное состояние (защитные конструкции не нарушены) | Исходное состояние |
| 2 | Разрушены защитные стенки ТВС (разрушены все 6 ТВС в каждом из 8 чехлов) | Топливо полностью осыпалось в полость стабилизационной трубы |
| 3 | Разрушены стабилизационные трубы (разрушены все 6 стабилизационных труб в каждом из 8 чехлов) | Топливо полностью осыпалось в полость защитного чехла |




а) модель №1 б) модель №2 в) модель №3

Рисунок 3 – Разрушение внутренней защиты чехла и осыпание топлива

*Результаты расчетов*

Расчет проводился на дату 01.09.2020 г. Суммарная интенсивность на эту дату гамма излучения ПД, нейтронного излучения и излучения 60Co от одного УКХ составит:

– интенсивность гамма излучения продуктов деления – 1,154·1014 квант/с;
– интенсивность нейтронного излучения – 2,35·105 нейтрон/с;
– интенсивность излучения 60Co – 1,09·1011 квант/с.

МЭД определялась на различных расстояниях от корпуса УКХ - от 1 м до 10 м.

В результате расчетов были получены данные о дозовых полях нейтронного и фотонного излучения, создаваемого одиночным контейнером с отработавшим ядерным топливом, с различными вариантами разрушения стенок ТВС и осыпанием топлива. На рисунках ниже представлены распределения МЭД для всех вариантов расчетных моделей. Точка начало отчета – центр УКХ.

Для всех моделей построены распределения МЭД по высоте на расстоянии 1 м (рис. 4 - 6) от стенки УКХ. Видно, что на расстоянии 1 м распределение неравномерное, имеющее характерные пики, повторяющее распределение топлива в ТВС. На расстоянии 1 м максимальное значение дозы 4,439 мкЗв/ч (по высоте УКХ ~2 м, модель №1), 4,450 мкЗв/ч (по высоте УКХ ~1,1 м, модель №2), 6,61 мкЗв/ч (по высоте УКХ ~0,6 м, модель

№3). Сравнение распределения по высоте расчетных доз для моделей №1, №2 и №3 показано на рис 7.

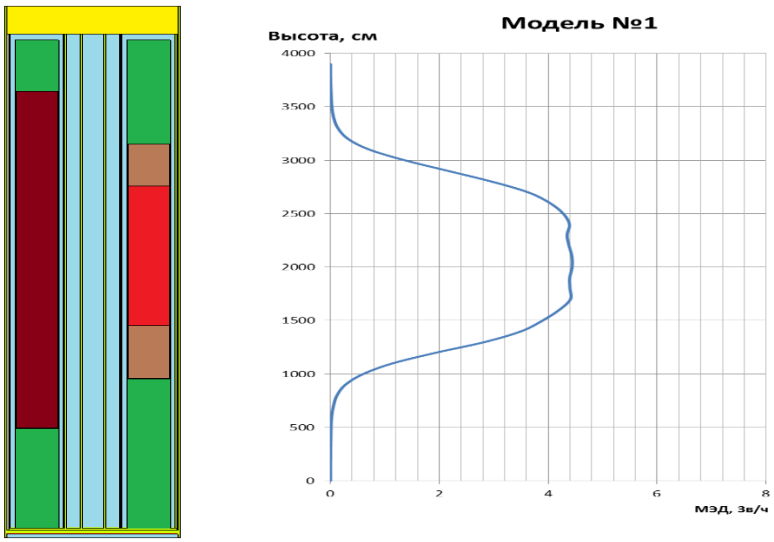



Рисунок 4 – Распределение МЭД по высоте (модель №1) на расстоянии 1 м от контейнера

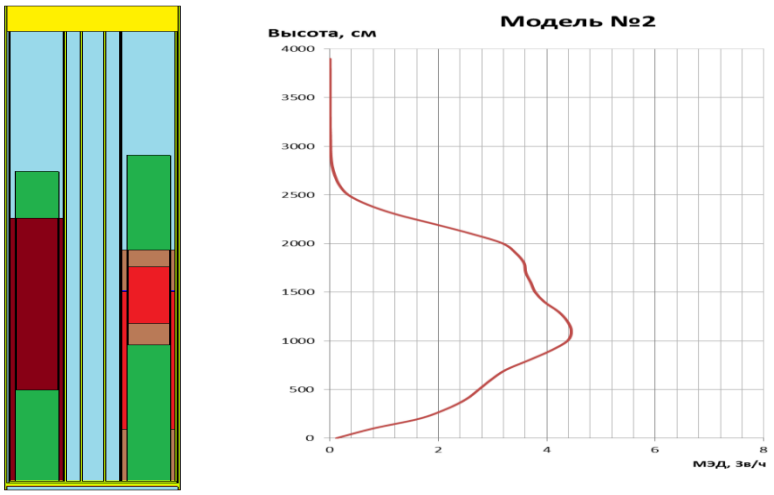



Рисунок 5 – Распределение МЭД по высоте (модель №2) на расстоянии 1 м от контейнера

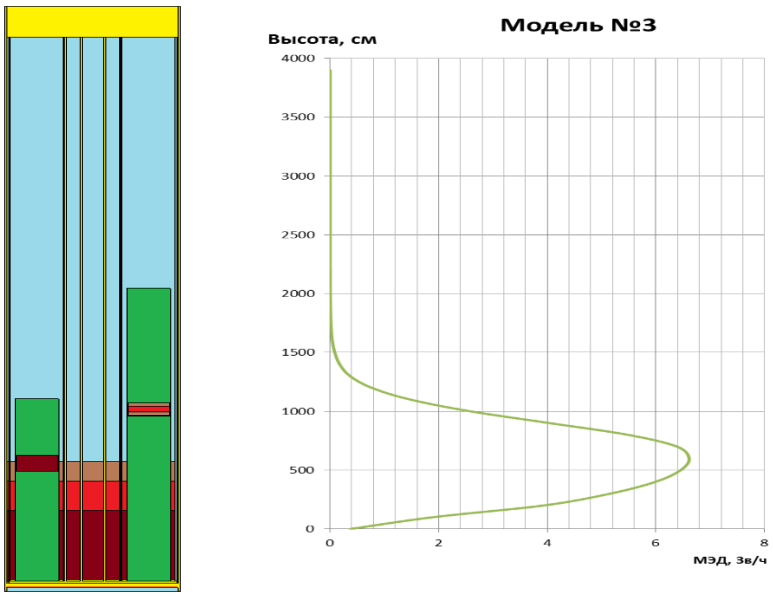



Рисунок 6 – Распределение МЭД по высоте (модель №3) на расстоянии 1 м от контейнера

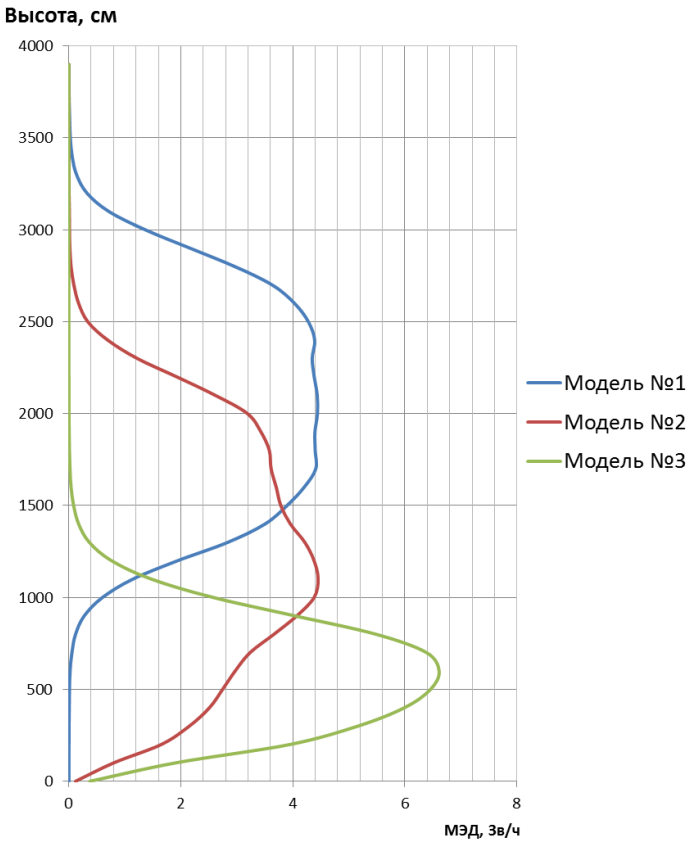



Рисунок 7 – Распределение МЭД по высоте (модель №1, №2 и №3) на расстоянии 1 м от контейнера

Среднее значение МЭД по высоте УКХ от 0 до 2м на расстоянии 1 м от стенки УКХ составляют:

1) Для модели №1 – 1,73 мкЗв/ч;

2) Для модели №2 – 3,17 мкЗв/ч (МЭД выше на 83,6% относительно исходного состояния);

3) Для модели №3 - 2,47 мкЗв/ч (МЭД выше на 48,9% относительно исходного состояния).

МЭД на расстоянии 10 м имеет более равномерное распределение и составляет:

1) 1) Для модели №1 - 0,0661 мкЗв/ч;

2) 2) Для модели №2 - 0,0663 мкЗв/ч;

3) 3) Для модели №3 - 0,0467 мкЗв/ч.

Для модели №3 (разрушены стабилизационные трубы) МЭД ниже чем в исходном состоянии на ~ 30%. Вероятнее всего это вызвано тем, что ОЯТ при осыпании в полость контейнера занимает более компактный объем, что приводит к процессу самопоглощения в топливе.

*Заключение*

В результате расчетов были получены данные о дозовых полях нейтронного и фотонного излучения, создаваемого одиночным контейнером с отработавшим ядерным топливом при различных вариантах разрушения стенок ТВС и осыпанием топлива.

Для исходного варианта УКХ в неразрушенном состоянии значения МЭД по высоте контейнера, максимально на уровне ~2 м от днища контейнера и составляет 4,439 мкЗв/ч. Среднее значение по высоте УКХ (на интервале от 0 до 2 м) – 1,727 мкЗв/ч. МЭД на расстоянии 10 м от УКХ составляет 0,0661 мкЗв/ч.

Для модели №2 (осыпание топлива в полость стабилизационной трубы) значение максимальной МЭД на расстоянии 1 м от стенки контейнера составляет 4,45 мкЗв/ч. Среднее значение по высоте УКХ (на интервале от 0 до 2 м) – 3,171 мкЗв/ч. МЭД на расстоянии 10 м от УКХ составляет 0,0663 мкЗв/ч.

Для модели №3 (осыпание топлива в полость контейнера) значение максимальной МЭД на расстоянии 1 м от стенки контейнера составляет 6,61 мкЗв/ч, среднее значение по высоте УКХ (на интервале от 0 до 2 м) – 3,171 мкЗв/ч. МЭД на расстоянии 10 м от УКХ составляет 0,0467 мкЗв/ч.

Для целей исследования степени разрушения [4] можно использовать сравнение расчетных и экспериментальных данных. Неравномерность распределения дозы по высоте

на расстоянии 1 м не говорит о осыпании топлива, но показывает характер распределения топлива по высоте всех ТВС.

ЛИТЕРАТУРА

1. Briesmeister J.F. MCNP - a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport. LA-7396M, 1997.

2. Гигиенические нормативы. «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности». Утверждены приказом Министра национальной экономики Республики Казахстан от 27 февраля 2015 г.

3. Комплект транспортный упаковочный для транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива реактора БН-350. Систематизированные исходные данные для конструирования и лицензирования ТУК-123 и вспомогательного оборудования. 2004 г.

4. Кривицкий П.Е., Мустафина Е.В., Прозорова И.В., Прозоров А.А., Чернов А.А Разработка методики контроля состояния ОЯТ реактора БН-350 в режиме долговременного хранения. – Тезисы IX Междунар. научно-практич. конф. «Актуальные проблемы урановой промышленности, Алматы, 7-9 нояб. 2019 г.

# МЕТОДИКА РАСЧЕТА СОДЕРЖАНИЯ ОСНОВНЫХ ХИМИЧЕСКИХ ФОРМ ЙОДА В ВОДЕ АВАРИЙНОГО ПРИЯМКА ВВЭР

Хорошилова К.Д., Сазонов А.Б., Грачев В.А., Быстрова О.С., Сорокопуд М.О.

*[1]НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

*Введение*

При работе АЭС с реактором типа ВВЭР в теплоносителе первого контура накапливаются радиоактивные изотопы, в частности изотопы йода ($^{129}$I – $^{135}$I). В ходе протекания аварии с течью теплоносителя первого контура радиоактивные изотопы вместе с теплоносителем попадают в защитную оболочку. Для проведения радиологических анализов проводится расчет утечки радиоактивных продуктов деления в окружающую среду при поступлении их в защитную оболочку в ходе аварии. Расчет радиоактивных выбросов производится с использованием коэффициента распределения (КР) йода между паром и раствором приямка защитной оболочки. КР является основным показателем, характеризующим летучесть йода. Он зависит от мощности поглощенной дозы излучения, pH раствора приямка, температуры, общей концентрации и образовавшихся химических форм йода в растворе приямка. В растворе приямка йод присутствует сразу в нескольких химических формах: $I_2$, $I^-$, $I_3^-$, HIO, $IO_3^-$ и др. Так как образующиеся химические формы йода обладают разной летучестью, то необходимо оценить, какие химические формы и в каком количестве могут образоваться в растворе приямка. Поэтому данная работа посвящена разработке метода, позволяющего рассчитать образование основных химических форм йода в растворе в условиях, максимально приближенных к условиям аварии типа LOCA [1].

Наиболее устойчивыми формами йода в растворе являются: йодид-ион ($I^-$), йодат-ион ($IO_3^-$) и молекулярный йод ($I_2$). На содержание той или иной формы влияет редокс-потенциал и температура раствора. При определении химических форм йода в растворе аварийного приямка необходимо учитывать и влияние поглощенной дозы ионизирующего излучения. Летучесть йода зависит и от его суммарной концентрации в растворе. Наконец, еще одним фактором, определяющим летучесть, является pH облученного раствора. Это связано с влиянием pH на восстановление $I_2$ перекисью водорода и гидролиз йода [2-3].

При взаимодействии $I_2$ с органическими молекулами и радикалами образуются йодорганические соединения. Экспериментально доказано, что образование органических кислот приводит к сдвигу pH в меньшую сторону. Таким образом, радиолиз органических материалов приводит не только к образованию органических форм йода, но и к закислению раствора (pH ≈ 5), что также способствует образованию летучих форм йода [4-7].

Основными летучими и трудноулавливаемые формами йода являются: молекулярный йод ($I_2$) и йодистый метил ($CH_3I$). Образованию летучих форм йода способствует pH раствора при значениях меньше 7. Поэтому для удержания йода в растворе необходимо поддерживать значение pH в щелочной области (до 9).

Таким образом, для определения величины КР в условиях аварии необходима расчетная методика, позволяющая определить распределение йода между его химическими формами в жидкой фазе.

*Методика расчета химических форм йода в растворе*

Разработанная методика базируется на решении модельной системы уравнений химической кинетики, записанной в следующем виде:

$$\frac{dC_i}{dt} = P\rho G_{0i} - C_i \sum_j k_{ij} C_j + \sum_m \sum_n k_{mn} C_m C_n \delta_i(m,n), \qquad (1)$$

где $P$ – мощность поглощенной дозы;

$\rho$ – плотность раствора;

$G_{0i}$ – первичный радиационно-химический выход образования (разложения) $i$-й частицы;

$C_i$ – мольная концентрация $i$-й молекулы (или иона);

$t$ – время;

$k_{ij}$ – константа скорости бимолекулярной реакции между $i$-й и $j$-й частицами, $\delta_i(m, n)$ – множитель, равный 1, если в ходе реакции между $m$-й и $n$-й частицами в качестве продукта образуется $i$-я частица, и 0 во всех остальных случаях.

Зависимость выходов $G_{0i}$ от температуры определяли путем аппроксимации экспериментальных данных работ [8, 9].

Суммирование в (1) ведется по всем видам частиц, включая основные химические формы йода, воду и продукты ее радиолиза, промежуточные активные частицы (радикалы и ион-радикалы), а также йод-содержащие частицы ($I^-$, $I_2^-$, $I_3^-$, IO–, $IO_2^-$, $IO_3^-$, $IO_3^{-2}$, $IOH^-$, $HIO_3^-$, $I_2O_2^-$). В результате система из 30 уравнений описывает порядка 100 прямых и обратных реакций.

Все реакции в модели представляются как бимолекулярные. Пересчет значений $k_{ij}$ на произвольную температуру проводится с использованием уравнения Аррениуса.

Входными данными для определения содержания химических форм йода в растворе приямка в текущий момент времени служат:

– зависимость температуры от времени: $T(t)$;

– зависимости pH($t$) и pOH($t$): рассчитываются на основании текущего содержания борной кислоты и других реагентов;

– зависимость мощности дозы $P(t)$: рассчитывается на основании текущего радионуклидного состава $A_i(t)$;

– начальная (или постоянная во времени) концентрация растворенного кислорода;

– начальные концентрации форм йода ($I^-$, $I_2$ и т.д.).

Решение жесткой нелинейной системы дифференциальных уравнений (1) ищется методом ФДН [10].

*Валидация методики*

Для валидации расчетной методики была использована работа [11], в которой изучали кинетику диспропорционирования йодноватистой кислоты в ее деаэрированных водных растворах с различной начальной концентрацией при pH = 3,5. На рисунке 1 точками представлены соответствующие экспериментальные данные, а линиями – результаты расчетов, выполненные с использованием разработанной и описанной выше методики. Можно видеть, что расчетные зависимости адекватно, хотя и с небольшим завышением концентрации образующегося в системе молекулярного йода, воспроизводят экспериментальные данные.

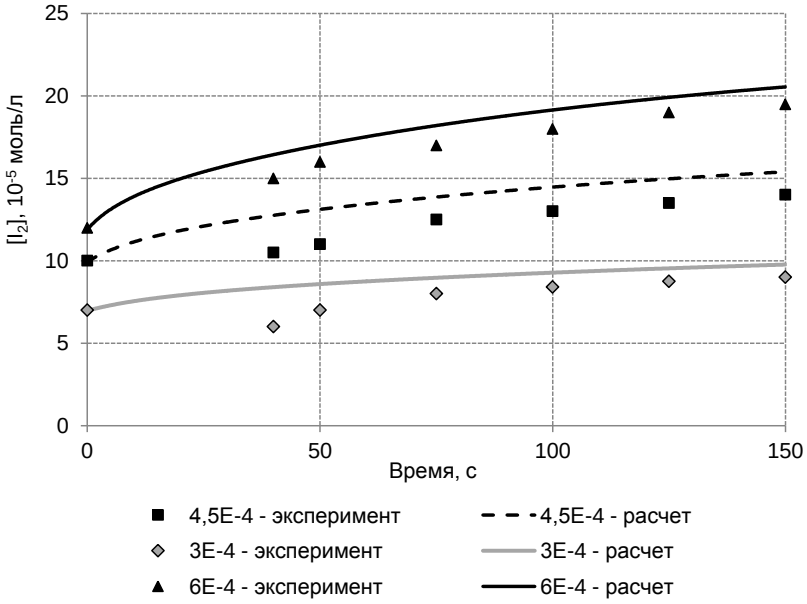



Рисунок 1 - Концентрация $I_2$ в деаэрированных растворах HOI при 25 °C [11]

Влияние γ-радиолиза на содержание различных химических форм йода в нейтральных (pH = 7) деаэрированных растворах CsI ($10^{-6}$, $10^{-5}$ и $10^{-4}$ моль/дм$^3$) при 25 °C изучалось в работе [12]. Мощность поглощенной дозы составила около 1,05 Гр/с. Авторы работы измеряли в облученных растворах содержание окисленных форм йода (HOI и $I_2$), а также водорода, перекиси водорода и кислорода – основных продуктов радиолиза воды. Результаты измерений и соответствующие результаты расчетов согласно модели представлены на рисунках 2 – 5. Числа в легенде – значения начальной концентрации CsI. Можно видеть, что результаты моделирования показывают хорошее качественное, а большей частью и разумное количественное согласие с экспериментальными данными, если учесть, что последние сами по себе демонстрируют значительную величину разброса (последнее особенно касается содержания окисленных форм йода).

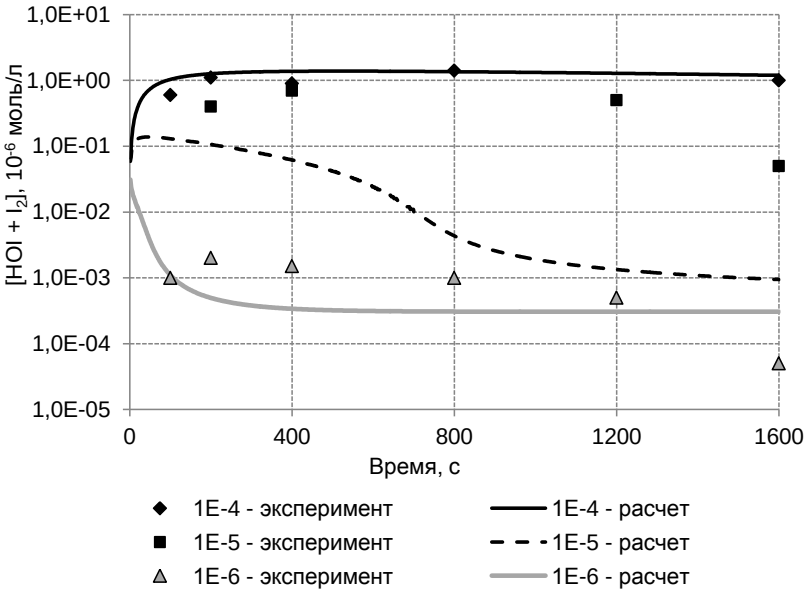



Рисунок 2 - Концентрация HOI + $I_2$ при γ-облучении растворов CsI с различной начальной концентрацией [12]

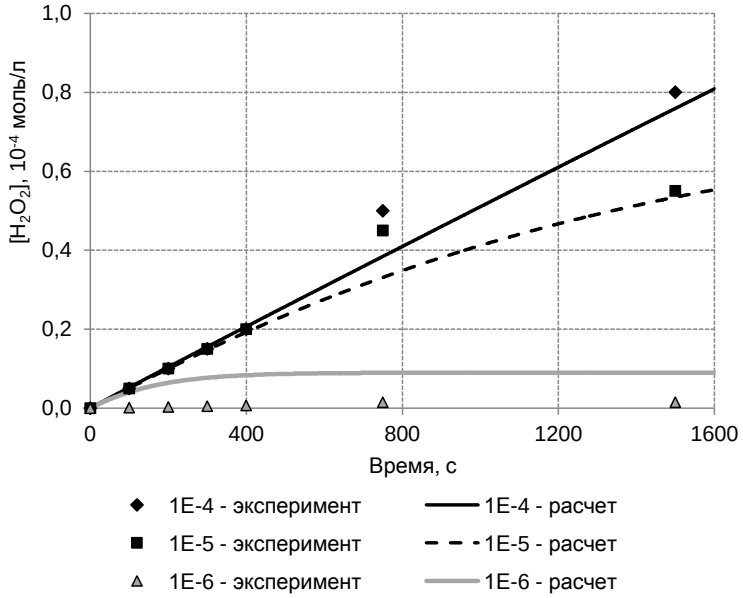



Рисунок 3 - Концентрация $H_2O_2$ при γ-облучении растворов CsI с различной начальной концентрацией [12]

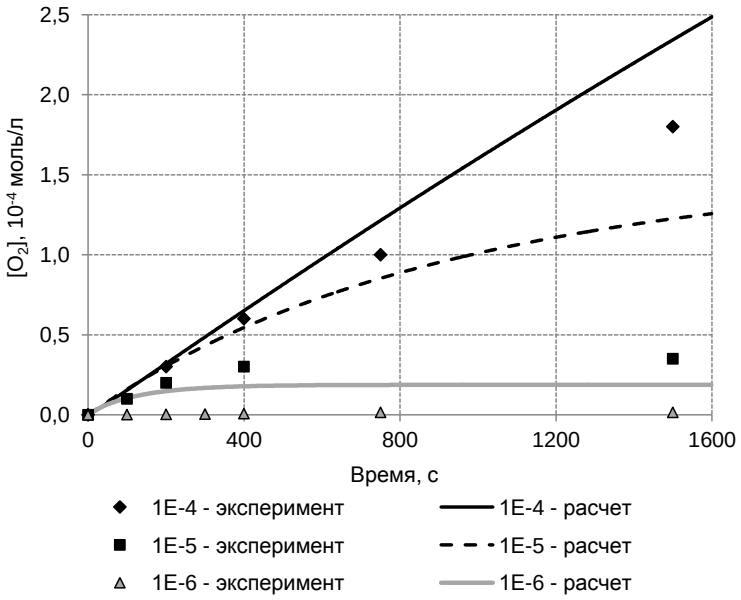



Рисунок 4 - Концентрация $O_2$ при γ-облучении растворов CsI с различной начальной концентрацией [12]

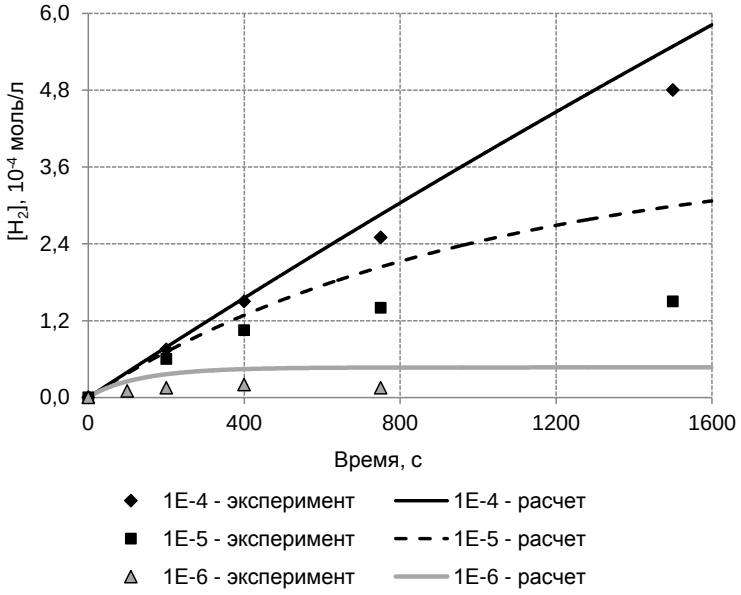



Рисунок 5 - Концентрация $H_2$ при γ-облучении растворов CsI с различной начальной концентрацией [12]

Таким образом, разработанная расчетная методика обладает достаточной гибкостью с точки зрения изменения внешних параметров задачи (температуры, pH среды, содержания кислорода и мощности поглощенной дозы), что в контексте различных сценариев по управлению авариями является весьма важным фактором.

*Тестирование чувствительности методики к внешним параметрам задачи*

Для тестирования чувствительности разработанной методики к изменению входных параметров были произведены расчеты варианты с их изменениями. Исходной химической формой йода во всех случаях был йодид-ион. Концентрация растворенного кислорода принималась постоянной и равной 8 мг/дм$^3$. Расчет проводился для временного интервала равного 24 часам.

Согласно результатам расчетов, при температурах 50 $^o$C и высокой концентрации йода (1 мМ) основной химической формой остается йодид-ион с небольшим количеством равновесного $I_2$. Однако по мере изменения pH от 5 до 9 дополнительно к йодид-иону формой йода становится $IO^-$. При 100 $^o$C при низком значении pH вместо формы $I_2$ образуется HOI. Влияние излучения приводит к большей степени конверсии йодид-иона в другие химические формы.

При переходе к низким концентрациям йода заметно меняется состав продуктов превращения $I^-$, в частности при низких pH почти весь йодид-ион превращается в йодат-ион. При высоких pH йодат-ион становится практически единственной химической формой в растворе. При повышении температуры данная закономерность становится еще более выраженной.

При действии ионизирующего излучения на кислые растворы йодат-ион образуется очень быстро. С повышением pH образовавшийся йодат-ион начинает трансформироваться в $IO^-$.

При 50 $^o$C в растворах с высоким pH концентрация $I^-$ остается практически постоянной, образуется лишь очень небольшое количество $IO^-$. В кислых растворах этой дополнительной формой становится $I_2$.

*Заключение*

Полученная методика обладает исключительной чувствительностью к концентрации йода, значениям pH и температуры. При изменении этих параметров во времени квазиравновесных состояний в системе не наблюдается, что отчасти объясняет большую противоречивость экспериментальных результатов, полученных различными исследователями. Сравнение результатов расчета по данной методике с экспериментальными данными показала хорошее качественное согласие.

Тестирование разработанной методики демонстрирует характерные химические свойства йода в различных формах. Результаты расчетов при варьировании внешних параметров задачи показывают устойчивость расчетной методики к внешним факторам.

## ЛИТЕРАТУРА


1. Taghipour F., Evans G. Iodine behavior under conditions relating to nuclear reactor accidents. / Nuclear Technol. – V. 137. – March 2002. – P. 181–193.

2. Radiolytic and Surface Reactions of Dilute Iodine Solutions / Burns W.G., Kent M.C., Marsh W.R. e.a. / Proceed. of the Second CSNI Workshop on Iodine Chemistry in Reactor Safety / Toronto, Canada. – AECL–9923 (CSNI–149). – 1989. – P. 19–36.

3. Gorbovitskay T., Tiliks J. The effect of temperature on radiolysis of iodine ion in aqueous solutions. / The Chemistry of Iodine in Reactor Safety. Proceed. of 4th Workshop , Wurenlingen, Switzerland. – 1995. – P. 131–150.

4. Taghipour F., Evans G. Modeling of iodine radiation chemistry in the presence of organic compounds. / Radiat. Physics and Chemistry. – V. 64. – 2002. – P. 203–213.

5. Taghipour F., Evans G. Radiolytic Organic Iodide Formation under Nuclear Reactor Accident Conditions. / Environ. Sci. Technol. – V. 34, No 14. – 2000. – P. 3012–3017/.

6. Taghipour F., Evans G. Radioiodine volatilization in the presence of organic compounds. / Nucl. Technol. – V/ 134. – May, 2001. – P. 208–220.

7. Wren J.C., Ball J.M., Glowa G.A. et all. The interaction of iodine with organic material in containment / The chemistry of iodine in reactor safety. (OECD Workshop, Switzerland, 1996) – NEA/CSNI/R(96)6. – P. 323–344.

8. Elliot. A.J., Chenier M.P., Ouellette D.C. // J. Chem. Soc., Faraday Trans. 1993. V. 89. № 8. P. 1193.

9. Sunaryo G.R., Katsumura Y., Hiroishi D., Ishigure K. // Radiat. Phys. Chem. 1995. V45. № 1. P. 131.

10. Зимин В.Г., Черезов А.Л. Применение формул дифференцирования назад к задачам нейтронной кинетики // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. 2016. №. 3. С. 4.

11. Paquette J., Wren J.C., Sunder S., Ford B.L. The Disproportionation of Iodine (I). - Proceedings of the specialists' workshop on iodine chemistry in reactor safety, AERE Harwell, England, 1985, p. 29.

12. Ishigure K., Shiraishi H., Okuda H., Uchida H., Yoshitani Y., Fujita N. The Effect of Radiolysis on the Chemical Forms of Iodine Species. - Proceedings of the specialists' workshop on iodine chemistry in reactor safety, AERE Harwell, England, 1985, p. 139.

# СОКРАЩЕНИЕ ВРЕМЕНИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ АЭРОЗОЛЕЙ В ВОЗДУХЕ РАБОЧЕЙ ЗОНЫ

Иванов С.А., Мартынов В.В.

*ФГУП «ГХК», г. Железногорск*

В условиях интенсивного развития науки и техники и перехода знаний из области научной в разряд практических, наиболее остро встаёт вопрос безопасности их применения. Ярким примером, в данном контексте, являются ядерные технологии и связанная с ними, сформировавшаяся, как отдельный вид, радиационная безопасность.

Один из наиболее вероятных путей радиационного воздействия на персонала, является – ингаляционный. Этот путь обусловлен поступлением радионуклидов в организм в процессе дыхания в виде аэрозолей [1].

Несмотря на всевозможные технические средства (приточно-вытяжная вентиляция, боксы и т.п.), радиоактивные аэрозоли попадают в воздушную среду, а из неё в организм человека через органы дыхания. Согласно данным Международной комиссии по радиологической защите (МКРЗ) применяется следующее распределение вдыхаемых аэрозолей: осаждается в верхних дыхательных путях – 50 %, осаждаются в лёгких – 25 %, выдыхается обратно в воздух – 25 %. Установлено, что аэрозольные частицы средней дисперсности ($d \geq 1$ мкм) эффективно задерживаются верхними дыхательными путями (в носоглотке откладываются 40 – 90 % частиц $d$ = 1 - 10 мкм; в трахеях и бронхах – 10 % частиц $d$ = 0,2 - 10 мкм. Не исключено попадание эти частицы обратно в носоглотку, а затем в желудок, что может послужить причиной облучения желудочно-кишечного тракта. Определённое количество из этих аэрозолей может всасываться в кровь [4].

Помимо техногенных, в воздухе повсеместно присутсвуют и радиоактивные аэрозоли естественного происхождения. Причиной естественной радиоактивности атмосферного воздуха являются эманации (радон, торон, актинион) и их дочерние продукты (радионуклиды полония, висмута, свинца и талия), которые могут осесть на взвешенных в воздухе частицах, тогда как твёрдые продукты распада эманаций в результате объёмной конденсации сами могут образовывать аэрозоли различной дисперсности. Результаты многочисленных исследований показали, что значительную часть естественных радиоактивных изотопов можно по ряду тождественных генетических признаков сгруппировать в три радиоактивных семейства. Каждое такое семейство характеризуется наличием одного долгоживущего изотоп - родоначальника семейства,

одного газообразного изотопа - эманации, промежуточных радиоактивных продуктов распада и конечных стабильных изотопов с атомными весами 206, 207 и 208 соответственно.

Родственной связи между остальными естественными радиоактивными изотопами, подобно связи между изотопами, отнесённым к упомянутым радиоактивным семействам, не установлено.

Естественные радиоактивные изотопы, как было выяснено в результате проведённых исследований объектов внешней среды имеют в природе весьма широкое распространение и содержатся во всех оболочках Земли: атмосфере, гидросфере, литосфере и в биосфере. Однако в концентрированном виде естественные радиоактивные вещества встречаются довольно редко. Как правило, в различных сферах Земли они находятся в крайне рассеянном состоянии. В силу этого слабая радиоактивность присуща атмосферному и почвенному воздуху [5].

Рассматриваемые в данной работе радионуклиды встречаются в природе в виде изотопов – эманаций, их три: радон ($^{222}$Rn) продукт α- распада $^{226}$Ra (семейство $^{238}$U), период полураспада $T_{1/2}$=3,825 дня; торон ($^{220}$Rn) продукт α распада $^{224}$Ra (семейство $^{232}$Th), $T_{1/2}$= 51,5 сек; актинон ($^{219}$Rn) продукт α распада $^{223}$Ra (семейство $^{235}$U), $T_{1/2}$=3,9 сек [6].

Все эти эманации принадлежат к группе инертных газов, обладают α-активностью и в основном других излучений не имеют. При распаде эманации образуется ряд короткоживущих твёрдых радиоактивных элементов, которые необходимо учитывать при определении радиационных параметров воздуха рабочей зоны. Причём количественные и качественные характеристики содержания в воздухе зависят от состава подстилающих горных пород, структуры почвы и характера атмосферных явлений в данном регионе. На рисунке 1 представлены цепочки распада естественных эманаций трёх основных радиоактивных семейств [7].

1) $^{222}Rn \rightarrow 3{,}82сут \rightarrow ^{218}Po \rightarrow 3{,}11мин \rightarrow ^{214}Pb \rightarrow 28{,}8мин \rightarrow 19{,}9мин \rightarrow 1{,}6E\text{-}4с \rightarrow ^{210}Pb \rightarrow$
$\rightarrow 21{,}8год \rightarrow 5{,}01сут \rightarrow ^{210}Po \rightarrow 138{,}37сут \rightarrow ^{206}Pb$

2) $^{220}Rn \rightarrow 55с \rightarrow ^{216}Po \rightarrow 0{,}145с \rightarrow ^{212}Pb \rightarrow 10{,}64час \rightarrow 60{,}55мин \rightarrow ^{212}Po \rightarrow 2{,}9E\text{-}7с$
$\rightarrow ^{208}Pb$

3) $^{219}Rn \rightarrow 3{,}96с \rightarrow ^{215}Po \rightarrow 0{,}17E\text{-}2с \rightarrow ^{211}Pb \rightarrow 2{,}15мин \rightarrow ^{207}Tl \rightarrow 4{,}77мин \rightarrow ^{207}Pb$

Рисунок 1 - Цепочки распада естественных эманаций. Показаны исключительно α-излучающие радионуклиды.

Среди прочих одним из важнейших аспектов безопасности при работе с радиоактивными веществами является измерение содержания радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочей зоны. В настоящее время количественные и качественные данные в промышленных условиях получают с использованием, аттестованных методик выполнения измерений [9].

Суть методик определения радиоактивных аэрозолей в воздухе рабочей зоны, в основном, заключается в следующем:

– пробу аэрозолей путём протягивания воздушной среды с помощью аспиратора отбирают на фильтр из специальной ткани;

– фильтр выдерживают в течение 3 суток для распада естественных радионуклидов и затем измеряют на радиометре.

В действительности на промышленных предприятиях отсутствует возможность 3-х суточного ожидания, поскольку часто возникает необходимость оперативно допустить персонал в помещение для выполнения срочных работ. И так как в воздухе помимо техногенных радионуклидов, которые, собственно, и необходимо определить, присутствуют естественные радионуклиды в схожих концентрациях и не отличающиеся по характеру излучения, осуществить оперативный допуск персонала при этом, выполнив все требования, не представляется возможным.

Поскольку периоды полураспада естественных радионуклидов несравнимо менее продолжительны, чем у техногенных, видится целесообразным, сравнить динамику распада пробы аэрозолей с расчётной моделью распада смеси естественных радионуклидов. И с достаточной для оперативной оценки погрешностью, спрогнозировать наличие и концентрацию техногенных радионуклидов в пробе, тем самым значительно

сократив время определения аэрозолей техногенных радионуклидов в воздухе рабочей зоны.

Целью данной работы является, определение возможности совершенствования методики измерения содержания радиоактивных аэрозолей в воздухе, в части сокращения времени определения требуемых параметров без серьёзных изменений оборудования и программного обеспечения.

В процессе эксперимента для отбора проб использовали устройство пробоотборное ПУ-5. Пробы отбирали на стандартный фильтр из ткани «Петрянова» АФА-РМП-20. Измерение проводили с помощью дозиметра-радиометра МКС-1117М с альфа-датчиком. Были отобраны 3 пробы объёмом 10 $м^3$ в разных точках. Измерения выполняли непосредственно после отбора проб с интервалом 5 минут.

На рисунке 2 приведены данные эксперимента по измерению α-активности фоновых проб аэрозолей, полученные по методике [9] и показывающие динамику их распада.

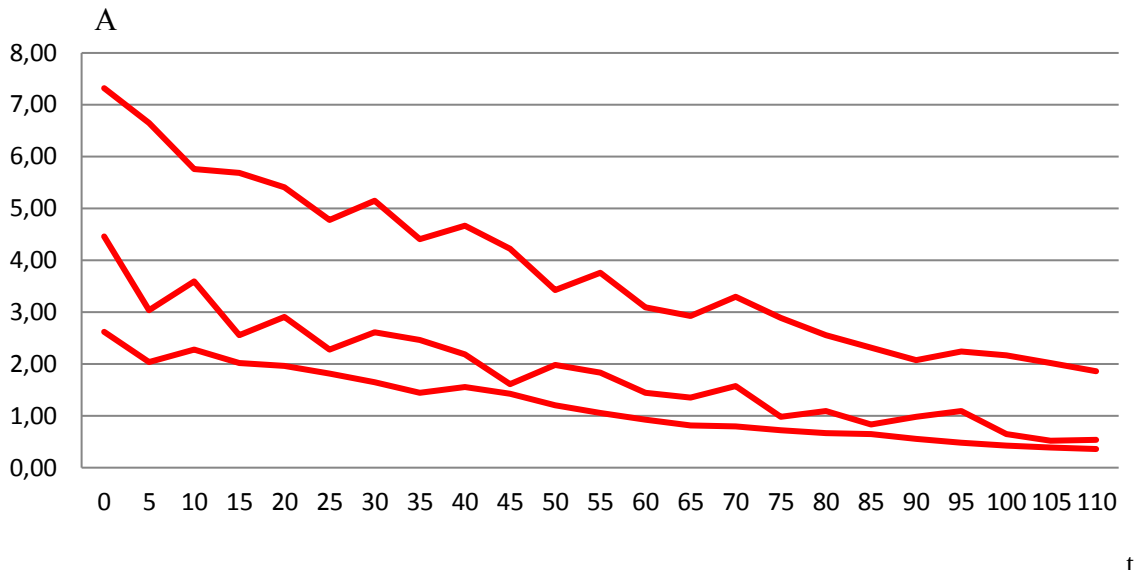



Рисунок 2 - Динамика распада естественных α-активных радионуклидов в пробах аэрозолей

Из рисунка видно, что временной промежуток, за который активность смеси радионуклидов в пробе уменьшается в 2 раза, составляет около 40 минут. Разница в начальных концентрациях, по-видимому, обусловлена выходом эманаций из подстилающих пород.

Произведем расчет активности дочерних радионуклидов для каждой эманации через 1 час, приняв начальное количество материнского радионуклида за 100 Бк и оценим динамику распада по формуле 1 [10].

$$A_i(t) = A_1(0)\lambda_1\lambda_2 \dots \lambda_i \left[ e^{\frac{-\lambda_1 t}{(\lambda_2-\lambda_1)(\lambda_3-\lambda_1)\dots(\lambda_i-\lambda_1)}} + \dots + e^{\frac{-\lambda_i t}{(\lambda_1-\lambda_i)(\lambda_2-\lambda_i)\dots(\lambda_{i-1}-\lambda_i)}} \right] \quad (1)$$

где $A_i$ - активность дочернего радионуклида от материнского $A_1(0)$ через время t, Бк;

$\lambda$ – постоянная распада = 0,693/$T_{1/2}$, $T_{1/2}$ – период полураспада.

В таблице 1 приведены данные расчётов.

Таблица 1 - Активность дочерних радионуклидов от материнского активностью 100 Бк после часовой выдержки, Бк

| Эманация | Материнский радионуклид | | Дочерние радионуклиды | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | $t_0$ | $t_{1час}$ | $t_{1час}$ | | |
| $^{222}$Rn | $^{218}$Po | $^{218}$Po | $^{214}$Pb | $^{210}$Pb | $^{210}$Po |
| | 100 | 0,0002 | 26,4 | 1,50E-03 | 2,30E-18 |
| $^{220}$Rn | $^{216}$Po | $^{216}$Po | $^{212}$Pb | $^{212}$Po | - |
| | 100 | 0 | 3,99E-07 | 3,32E-06 | - |
| $^{219}$Rn | $^{215}$Po | $^{215}$Po | $^{211}$Pb | $^{207}$Tl | - |
| | 100 | 0 | 3,99E-07 | 1,06 | - |

Поскольку эманации представляют собой инертные газы, они на фильтры не осаждаются и в расчётах не участвуют.

Из данных таблицы видно, что после часовой выдержки в пробе в значимых количествах должен присутствовать только свинец-214, так же за один час α-активность пробы должна уменьшится, примерно в 3 раза.

В результате сравнения данных, полученных экспериментально с расчётными, можно говорить о том, что они удовлетворительно согласуются, с погрешностью в 20 %. Вместе с тем, динамика распада смеси радионуклидов в эксперименте несколько ниже, чем расчётная. Возможно, это связано с влиянием прочих естественных радионуклидов, не участвующих в расчёте.

Далее, с помощью той же формулы рассчитаем содержание свинца-214 в пробе через каждые 5 минут, таким образом, практически симулируя эксперимент. Данные

расчёта приведены на диаграмме в сравнении с экспериментальными данными (рисунок 3).

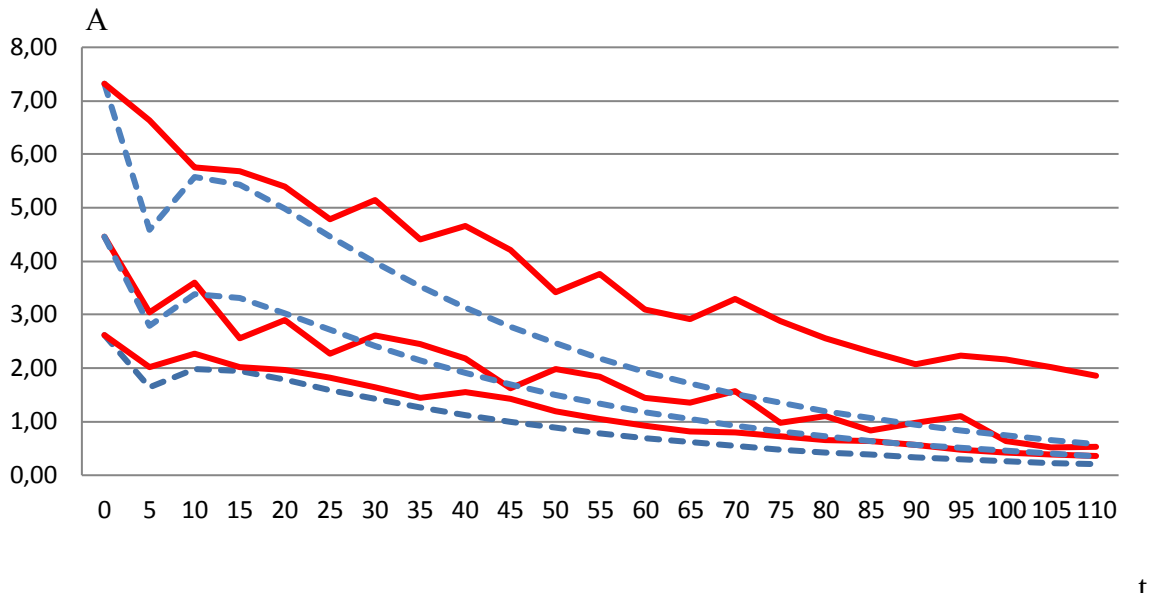



Рисунок 3 - Экспериментальные данные распада смеси естественных радионуклидов в сравнении с расчётной моделью

На рисунке видно, что расчётная модель хорошо согласуется с экспериментом. Таким образом, любое отклонение кривой экспериментальных данных вверх, от расчётной (калибровочной) кривой должно расцениваться, как обусловленное наличием техногенных радионуклидов в пробе. И такое отклонение, как видно из диаграммы, можно зафиксировать уже после часовой выдержки. При этом измерение самой величины не столь важно, необходимо фиксировать динамику распада в первые часы после отбора и точно определять отклонения от калибровочной кривой. Сделать это представляется возможным без конструктивного изменения оборудования. Разработав лишь определённый алгоритм измерений.

Необходимо отметить, что после 3-х суточной выдержки активность всех проб была ровна нулю.

Вывод: необходимо и возможно создание расчетной модели, сравнивающей динамику α-распада пробы с некой калибровочной кривой распада, полученной для данного региона. И тогда можно уже через час сделать вывод о наличии и конкретном количестве техногенных радиоактивных аэрозолей в воздухе помещений, тем самым сократив время определения в 72 раза без конструктивных изменений оборудования.

ЛИТЕРАТУРА

1. В.М. Лебедев, Ядерный топливный цикл технологии, безопасность, экономика. – М.: Энергоатомиздат, 2005. – 316 с.

2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарно-эпидемиологические правила и нормы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.

3. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010): Санитарные правила и нормативы – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. – 83 с.

4. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. / Изд. 3-е, перераб. и доп. Под редакцией Е. Л. Столяровой. Учебник для вузов. - М.: Атомиздат, 1976.

5. Допустимые выбросы радиоактивных и химических веществ в атмосферу. / Е.Н. Теверовский, Н.Е. Артемова, А.А. Бондарев и др.; Под ред. Е.Н. Теверовского, И.А. Терновского. 2-е изд., перераб. и доп. - М.: Энергоатомиздат, 1985.

6. Еремеев И.С. Автоматизированные системы радиационного мониторинга окружающей среды. / Отв. ред. Кондалев АИ., АН УССР. Ин-т ядерных исследований.- Киев: Наук, думка, 1990.

7. Эйзенбад М. Радиоактивность внешней среды./Пер. с англ. под редакцией П.П. Лярского. - М.: Атомиздат, 1967.

8. Л.А. Перцов, Природная радиоактивность биосферы. М. : Атомиздат, 1964. 311с.

9. Методика выполнения измерений. Обьёмная активность радиоактивных газов и аэрозолей (МВИ-РЗП-ГХК-2016) МВИ 01-13.021-2016. :Железногорск. 2016. 43 с.

10. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Радиоактивные цепочки: Справочник. – 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 112 с. – ISBN 5-283-02969-7.

# ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АВТОМАТИЗИРОВАННОЙ УСТАНОВКИ ОТБОРА ПРОБ УОТ-02 ДЛЯ КОНТРОЛЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЫБРОСОВ

Мурашова Е.Л.

*ФГУП «ПО «Маяк», г .Озёрск*

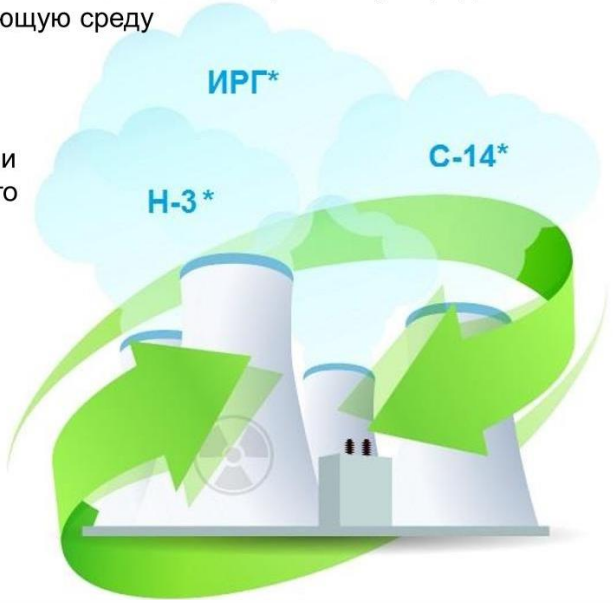
## Цель исследования

МАЯК РОСАТОМ

Разработка автоматизированной системы отбора трития и углерода-14 с методическим сопровождением

Радиационно-техническое обследование объёмной активности трития и углерода-14 для оценки влияния на население и окружающую среду

Распоряжение Правительства РФ от 08.07.2015 г. №1316-р «Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды»




Работа проведена в рамках плана мероприятий по внедрению «Методики разработки и установления нормативов предельно-допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух в организациях ГК «Росатом» (п. 2.1.3), приказ ГК «Росатом» от 17.05.2013 № 1/493-П

## Технические средства для контроля активности трития и углерода-14 в газовых средах

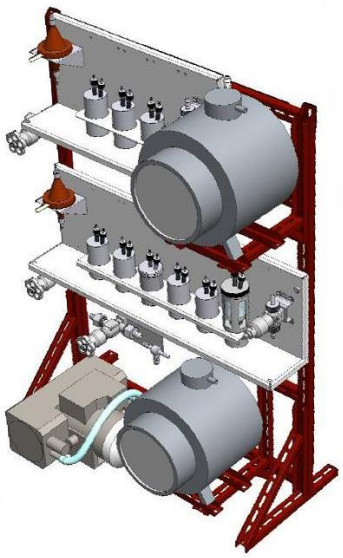
МАЯК РОСАТОМ

1)Определение суммарной активности в газовых потоках с использованием ионизационных методов;

2) Улавливание только одной (окисленной НТО и $CO_2$) фракции изучаемого радионуклида и дальнейшее определение жидкосцинтилляционным методом;

3) Определение активности всех форм радионуклидов с использованием каталитического окисления газообразной формы, улавливанием барботерами и измерение активности жидкосцинтилляционным методом.

# Пробоотбор на ФГУП «ПО Маяк»



Первоначальный вид пробоотборного стенда

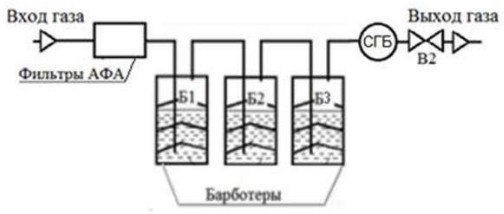



Схема отбора трития в форме НТО

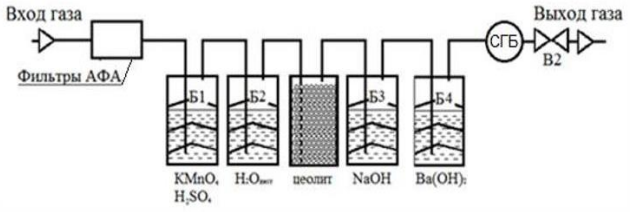



Схема отбора углерода-14 в форме CO2

# Общий вид УОТ-02

# Характеристики УОТ-02

**Условия эксплуатации:**

- Температура .....от -50 до 50 °С;
- Относительная влажность .....от 0 до 100%;
- Атмосферное давление .....от 84,0 до 106,7 кПа;
- Напряжение сети переменного тока с частотой при (50±1) Гц..... 220± 22) В;
- Режим работы..... непрерывный, круглосуточный.

**Интеграция с внешними системами**

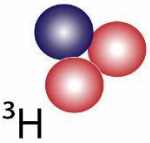
1) Для передачи данных на верхний уровень систем радиационного контроля применяется интерфейс RS485 с открытым протоколом;
2) Система управления УОТ-02 передает на верхний уровень:

- текущее значение расхода воздуха;
- заданное регулятором значение расхода воздуха (уставка);
- значении температуры и влажности отбираемого из соответствующей вентиляционной трубы воздуха;
- сигнал о существенном отклонении расхода воздуха от заданного регулятором расхода;
- состояние технических средств системы.

**Патент на УОТ-02 № 2740745**
**Руководство по эксплуатации ЖГИЦ.421451.007 РЭ**
**Сертификат соответствия № ОИАЭ.RU.123(ОС).00033**
**Классификационное обозначение ЗН в соответствии с НП-001-2015**

# Методическое обеспечение УОТ-02

# Метрологические характеристики для обеспечения контроля выброса трития




Длительность отбора……..от 1 ч до 7 суток;
Скорость прокачки газовой смеси……0,5 дм$^3$/мин;
Коэффициент отбора НТО ……..от 96 %;
Коэффициент конверсии НТ в НТО……51 %.

Ultima Gold AB

Объемная активность Т в форме НТО

$$A_{НТО} = \frac{A_{СОБ_{Н-3}} \cdot V_Б}{v \cdot V_г \cdot К_{отб_{НТО}}}$$

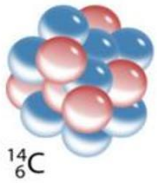
Объемная активность Т в форме НТ и ОСТ

$$A_{НТО} = \frac{A_{СОБ_{Н-3}} \cdot V_Б}{v \cdot V_г \cdot К_{отб_{НТО}} \cdot К_к}$$

Таблица 1 - Характеристики погрешности измерений НТО и НТ измерений

| | |
|---|---|
| Диапазон измерений ОА НТО (± относительная погрешность измерений), Бк/м$^3$ | От 0,6 (± 60 %) до 1,3·10$^5$ (± 40 %) |
| Диапазон измерений ОА НТ (± относительная погрешность измерений), Бк/м$^3$ | От 10 (± 74 %) до 1,3·10$^5$ (± 60 %) |

# Метрологические характеристики для обеспечения контроля выброса углерода-14




Длительность отбора……..от 1 ч до 7 суток;
Скорость прокачки газовой смеси……0,5 дм$^3$/мин;
Коэффициент отбора $CO_2$ ……..от 72 %;
Коэффициент конверсии CO в $CO_2$ ……42 %.

Optiphase Hisafe 3

Объемная активность углерода-14 в форме $CO_2$

$$A_{CO_2} = \frac{A_{СОБ_{CO_2}} \cdot V_Б}{v \cdot V_г \cdot К_{отб_{CO_2}}}$$

Объемная активность углерода-14 в форме CO

$$A_{CO_2} = \frac{A_{СОБ_{CO_2}} \cdot V_Б}{v \cdot V_г \cdot К_{отб_{CO_2}} \cdot К_к}$$

Таблица 2 - Характеристики погрешности измерений $CO_2$ и CO измерений

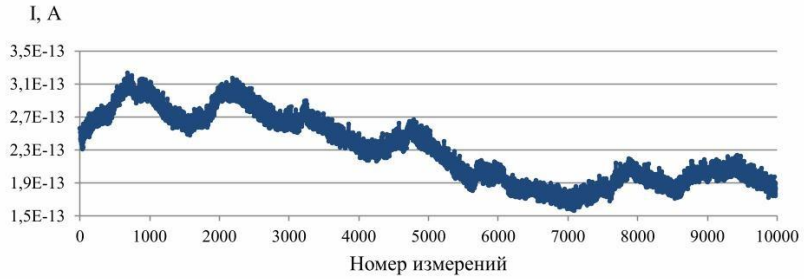
| | |
|---|---|
| Диапазон измерений ОА $^{14}CO_2$ (± относительная погрешность измерений), Бк/м$^3$ | От 0,9 (± 48 %) до 7,4·10$^3$ (± 38 %) |
| Диапазон измерений ОА $^{14}CO$ (± относительная погрешность измерений), Бк/м$^3$ | От 2,1 (± 50 %) до 1,7·10$^4$ (± 41 %) |

# ОПЫТ ВНЕДРЕНИЯ (ВЕРИФИКАЦИЯ МЕТОДА)

МАЯК РОСАТОМ

Таблица 3 – Результаты измерений методами ЖСМ и ионизационным (БДГБ-14И)

| Номер измерений | Прокачанный объем, м³ | Интегральная активность углерода-14, Бк | | Прокачанный объем, м³ | Интегральная активность трития, Бк | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | по ЖСМ | по БДГБ-14И | | по ЖСМ | по БДГБ-14И |
| 1 | 0,723 | $2,44 \cdot 10^4$ | $2,69 \cdot 10^4$ | 2,456 | $6,17 \cdot 10^5$ | $6,30 \cdot 10^5$ |
| 2 | 0,612 | $2,05 \cdot 10^4$ | $2,10 \cdot 10^4$ | 2,927 | $1,82 \cdot 10^6$ | $1,28 \cdot 10^6$ |
| 3 | 2,288 | $8,71 \cdot 10^4$ | $9,00 \cdot 10^4$ | 3,663 | $1,57 \cdot 10^6$ | $1,60 \cdot 10^6$ |
| 4 | 2,862 | $1,24 \cdot 10^5$ | $1,13 \cdot 10^5$ | 3,990 | $1,62 \cdot 10^6$ | $1,88 \cdot 10^6$ |



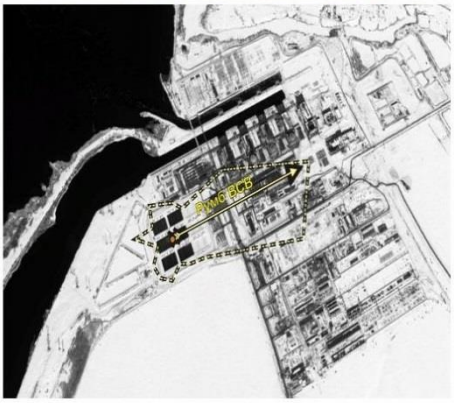

$k_{ПИТ\ Н-3}$ $3,2 \cdot 10^{18}$ Бк·м$^{-3}$·А$^{-1}$

$k_{ПИТ\ С-14}$ $4,8 \cdot 10^{17}$ Бк·м$^{-3}$·А$^{-1}$

Рисунок - Значения ионизационного тока БДГБ-14И за период наблюдений с 16.07.2020 по 24.07.2020 г, создаваемый тритием

# ОПЫТ ВНЕДРЕНИЯ НА БАЛАКОВСКОЙ АЭС

МАЯК РОСАТОМ



С целью определения принадлежности брызгальных бассейнов государственному учету и нормированию, и определению необходимости ограничения их выбросов путем установления нормативов ПДВ, был выполнен контроль трития в воздухе вблизи брызгальных бассейнов Балаковской АЭС с помощью УОТ-02.

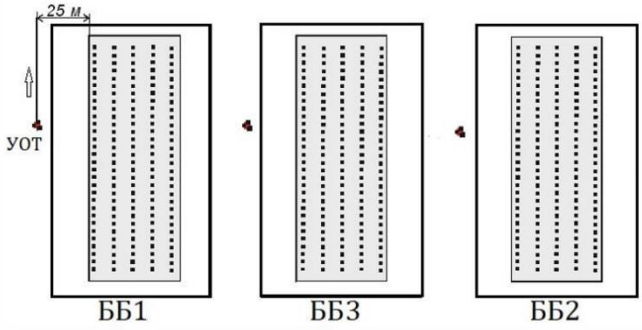
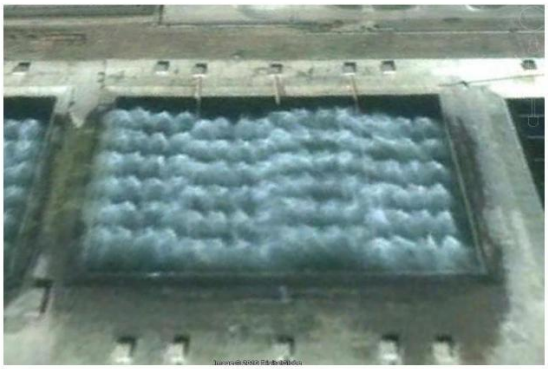



Схема перемещения УОТ для анализа трития в приземной атмосфере по контуру ББ

# НАТУРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ БРЫЗГАЛЬНЫХ БАССЕЙНОВ

МАЯК РОСАТОМ



Подача воды под давлением в теплый период (май – октябрь)
54,9 м$^3$/ч

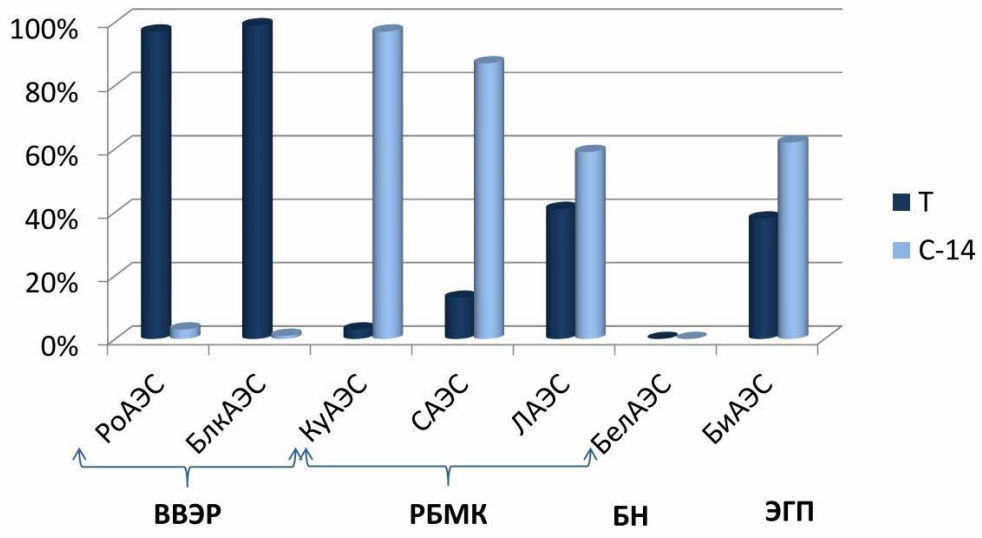
Результаты оценки интенсивности испарения из брызгальных бассейнов

***Vasilyev A., Ekidin A., Vasyanovich M, Murashova E. etc. Conservative tritium exposure assessment in the atmosphere from the spray ponds of the Balakovo NPP // Fusion Science and Technology. 2020. Vol. 76. № 4. P. 526-535.***

***Екидин А.А., Антонов К.Л., Васильев А.В., Васянович М.Е., и др. ОЦЕНКА ПОСТУПЛЕНИЯ ТРИТИЯ В АТМОСФЕРУ ИЗ БРЫЗГАЛЬНЫХ БАССЕЙНОВ БАЛАКОВСКОЙ АЭС В ХОЛОДНЫЙ ПЕРИОД // Ядерная и радиационная безопасность. 2017. № 3 (85). С. 35-46.***

# ОПЫТ ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТ ПО ОЦЕНКЕ ВЫБРОСА НА АЭС

МАЯК РОСАТОМ




Суммарное распределение (%) объемной активности радионуклидов углерода-14 и трития на АЭС

# ОПЫТ СРАВНЕНИЯ ПРОБООТБОРНЫХ СИСТЕМ

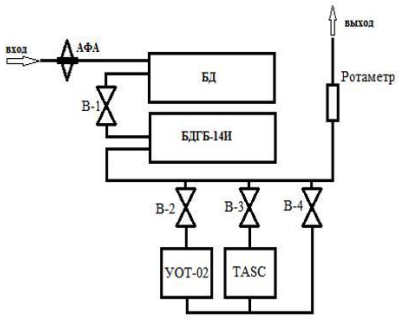
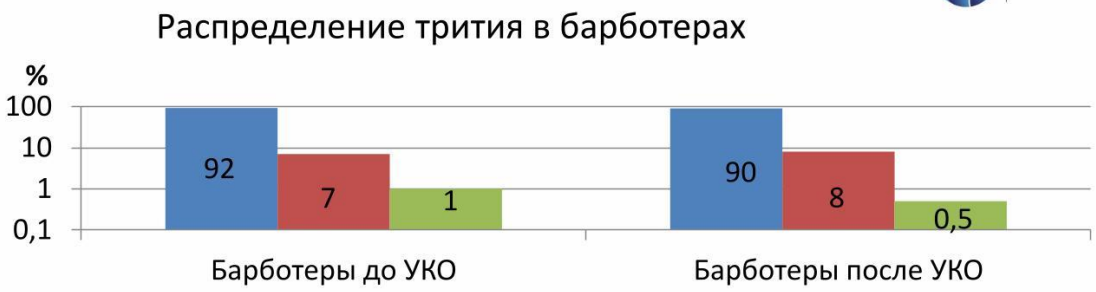
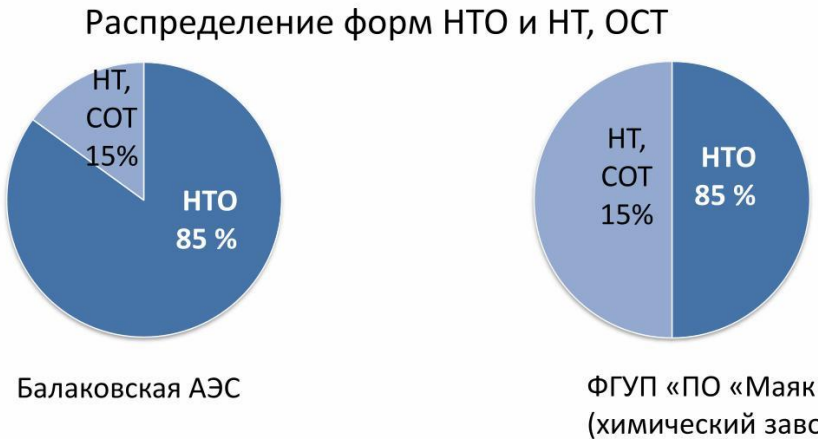



Схема подключения пробоотборного оборудования

| УОТ-02 | | | ОА, Бк/м³ | TASC-НТО-НТ-С-14 | | | ОА, Бк/м³ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| V, м³ | А НТО, Бк | А после УКО, Бк | | V, м³ | А НТО, Бк | А после катализ, Бк | |
| 0,717 | $4{,}42\cdot10^{3}$ | $1{,}53\cdot10^{4}$ | $2{,}75\cdot10^{4}$ | 0,143 | $1{,}75\cdot10^{3}$ | $8{,}44\cdot10^{1}$ | $1{,}28\cdot10^{4}$ |
| 0,734 | $8{,}19\cdot10^{3}$ | $4{,}55\cdot10^{4}$ | $7{,}33\cdot10^{4}$ | 0,147 | $7{,}28\cdot10^{3}$ | $5{,}29\cdot10^{2}$ | $5{,}32\cdot10^{4}$ |
| 0,694 | $1{,}34\cdot10^{4}$ | $2{,}46\cdot10^{4}$ | $5{,}47\cdot10^{4}$ | 0,139 | $1{,}26\cdot10^{4}$ | $1{,}81\cdot10^{2}$ | $9{,}22\cdot10^{4}$ |
| 0,633 | $1{,}69\cdot10^{4}$ | $2{,}12\cdot10^{4}$ | $6{,}01\cdot10^{4}$ | 0,127 | $8{,}72\cdot10^{3}$ | $1{,}48\cdot10^{2}$ | $7{,}01\cdot10^{4}$ |
| 0,774 | $4{,}07\cdot10^{4}$ | $1{,}56\cdot10^{5}$ | $2{,}55\cdot10^{5}$ | 0,155 | $7{,}59\cdot10^{3}$ | - | $4{,}9\cdot10^{4}$ |
| 0,689 | $3{,}11\cdot10^{4}$ | $4{,}21\cdot10^{4}$ | $1{,}06\cdot10^{5}$ | 0,138 | $8{,}99\cdot10^{2}$ | $2{,}63\cdot10^{2}$ | $8{,}43\cdot10^{3}$ |
| 0,699 | $3{,}79\cdot10^{4}$ | $3{,}67\cdot10^{4}$ | $1{,}07\cdot10^{5}$ | 0,140 | $6{,}13\cdot10^{3}$ | $1{,}20\cdot10^{2}$ | $4{,}47\cdot10^{4}$ |
| 0,708 | $4{,}87\cdot10^{4}$ | $4{,}31\cdot10^{4}$ | $1{,}30\cdot10^{5}$ | 0,142 | $5{,}05\cdot10^{3}$ | $1{,}08\cdot10^{2}$ | $3{,}64\cdot10^{4}$ |

# ОЦЕНКА СООТНОШЕНИЙ ФОРМ ТРИТИЯ



## ПОСТАВКА УОТ-02 (43 установки на 7 станций)

МАЯК РОСАТОМ

## ПОСТАВКА УОТ-02 (43 установки на 7 станций)

МАЯК РОСАТОМ

# ВЫВОДЫ

1) ФГУП «ПО «Маяк» имеет опыт в разработке аппаратного и методического обеспечения для решения задач периодического и непрерывного радиационного контроля выбросов и приземной атмосферы.

2) ФГУП «ПО «Маяк» выполняет комплексные поставки установок УОТ-02 сертифицированные под класс 3Н в соответствии с НП-001-2015 с аттестованными методиками измерений.

3) Выполнение измерений трития и углерода-14 с помощью пробоотборных автоматизированных установок УОТ-02 позволило провести инвентаризацию выбросов АЭС в том числе неорганизованных (брызгальные бассейны) и установить нормативы предельно допустимых выбросов.

4) Применение УОТ-02 позволит контролировать тритий в разных формах.

# РАДИАЦИОННАЯ ОБСТАНОВКА ПОСЛЕ ПРОВЕДЕНИЯ ИСПЫТАНИЙ СНУП-ТОПЛИВА В РЕАКТОРЕ ИГР

Мухамедиев А.К., Прозорова И.В., Попов Ю.А.

*Филиал «ИАЭ» РГП «НЯЦ РК», г. Курчатов,*

На сегодняшний день актуальным является создание нового облика ядерной энергетики, основанной на применении реакторов естественной безопасности, что позволит исключить крупные аварии на АЭС и вместе с этим снизить стоимость строительства и эксплуатации ядерных энергоблоков, а также реализации замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ) для полного использования энергетического потенциала уранового сырья. Первым итогом работы стал концептуальный проект ядерного энергетического комплекса, состоящего из АЭС, пристанционного ядерного топливного цикла и хранилища отходов БРЕСТ-ОД-300[1].

Объектом исследования являлось экспериментальное нитридное уран-плутониевое топливо. Целью работ была оценка радиационной обстановки после проведения испытаний СНУП-топлива в реакторе ИГР. Задачами исследования являлись: создание модель ОУ, расчет скорости реакции основных изотопов, разработка программы по расчету выхода ПД, расчет интегральной активности и МЭД ПД и ПА, оценка радиационной обстановки при плановом завершении эксперимента.

*1 Методы исследования*

*1.1 Схема расчета*

В процессе облучения экспериментального устройства в реакторе ИГР происходит деление ядер урана и плутония СНУП-топлива под действием нейтронов активной зоны реактора, образуются их осколки деления, которые формируют основной вклад в радиоактивное излучение ОУ.

Поскольку макеты твэлов содержат свежее топливо, что исключает наличие уже имеющихся продуктов деления, количество радионуклидов обуславливается делением топлива в ходе эксперимента. Для максимальной оценки было принято решение оценить радиационную обстановку при пуске с максимальным энерговыделением в 570 кДж.

Для этих целей была разработана новая и универсальная программа LiNA, на языке программирования Delphi 7 [2], с помощью которой можно рассчитать качественный и количественный состав радионуклидов при делении ядер урана. Программа позволяет

вести расчеты для любого количества делений, а для удобства нормировка происходит на 1 кДж энерговыделения уранового топлива. Программа также рассчитывает такую характеристику источника излучения как *активность* (Бк) и *интегральную активность*, снижение количества радионуклидов со временем и соответствующего значения активности источника.

Следующим источником радиоактивного излучения являются продукты активации: в процессе облучения материалов конструкции экспериментального устройства происходит их нейтронная активация, образуются такие ядра, как $^{51}$Cr, $^{54}$Mn, $^{56}$Mn, $^{58}$Co, $^{60}$Co и $^{59}$Fe, которые могут также внести существенный вклад в радиационную обстановку после завершения эксперимента.

Расчеты по наработке продуктов активации проводились с помощью программного средства MCNP5 [3, 4].

Для продуктов активации аналогичным образом рассчитаны активность и интегральную активность, снижение количества радионуклидов со временем и соответствующего значения активности источника.

На рисунке 1 приведена схема расчета.

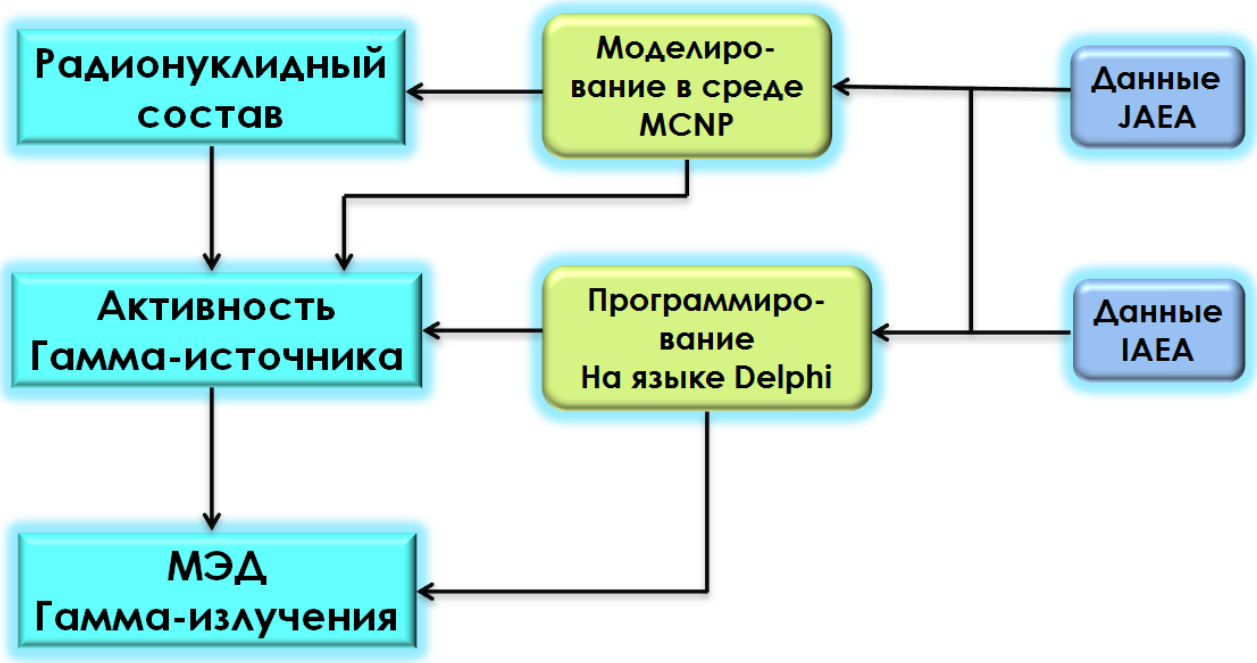



Рисунок 1 - Схема расчета радиационной обстановки при пуске

Оценка радиационной обстановки после завершения эксперимента, необходимая для работы персонала с ОУ проводилась с учетом эффекта гамма-излучения от ОУ как

источника радиации была определена *эквивалентной дозой* (Зв) и значениями *МЭД* (Зв/ч), вблизи ОУ и на расстоянии 1 м.

*1.2 Расчет активности продуктов деления СНУП-топлива*

При расщеплении нейтронами тяжелых ядер урана, плутония образуется большое количество искусственных радионуклидов – продуктов деления. Сами продукты деления обычно нестабильны и потому радиоактивны.

Из-за того, что их атомный номер относительно богат нейтронами, многие из них быстро претерпевают бета-распад. Этот процесс высвобождает дополнительную энергию в виде бета-частиц, антинейтрино и гамма-излучения.

Таким образом, процесс деления ядра приводит к бета - и гамма-излучению, даже если это излучение не создается непосредственно самим событием деления.

Произведенные радионуклиды имеют различный период полураспада и, следовательно, разную радиоактивность.

*Определение состава радионуклидов*

Для определения качественного состава изотопов были использованы данные IAEA (МАГАТЭ) [5] и JAEA (Japan Atomic Energy Agency) [6].

Определить количественный состав можно непосредственно по количеству делений N на единицу выделенной энергии в топливе по формуле (2) [7]:

$$\mathrm{N} = \frac{1}{200\frac{\text{МЭВ}}{\text{деление}} \cdot 1{,}6 \cdot 10^{-13}\frac{\text{Джоуль}}{\text{МЭВ}}} = 3{,}1 \cdot 10^{10}\,\frac{\text{делений}}{\text{Джоуль}} \qquad (2)$$

Для эксперимента, с максимальным энерговыделением в топливе, равным 570 кДж получаем $5{,}7 \cdot 10^{5}\text{Джоуль} \cdot 3{,}1 \cdot 10^{10}\,\frac{\text{делений}}{\text{Джоуль}} = 1{,}8 \cdot 10^{16}\text{делений}.$

*Программа LiNA*

На рисунке 2 представлено окно работы программы LiNA.

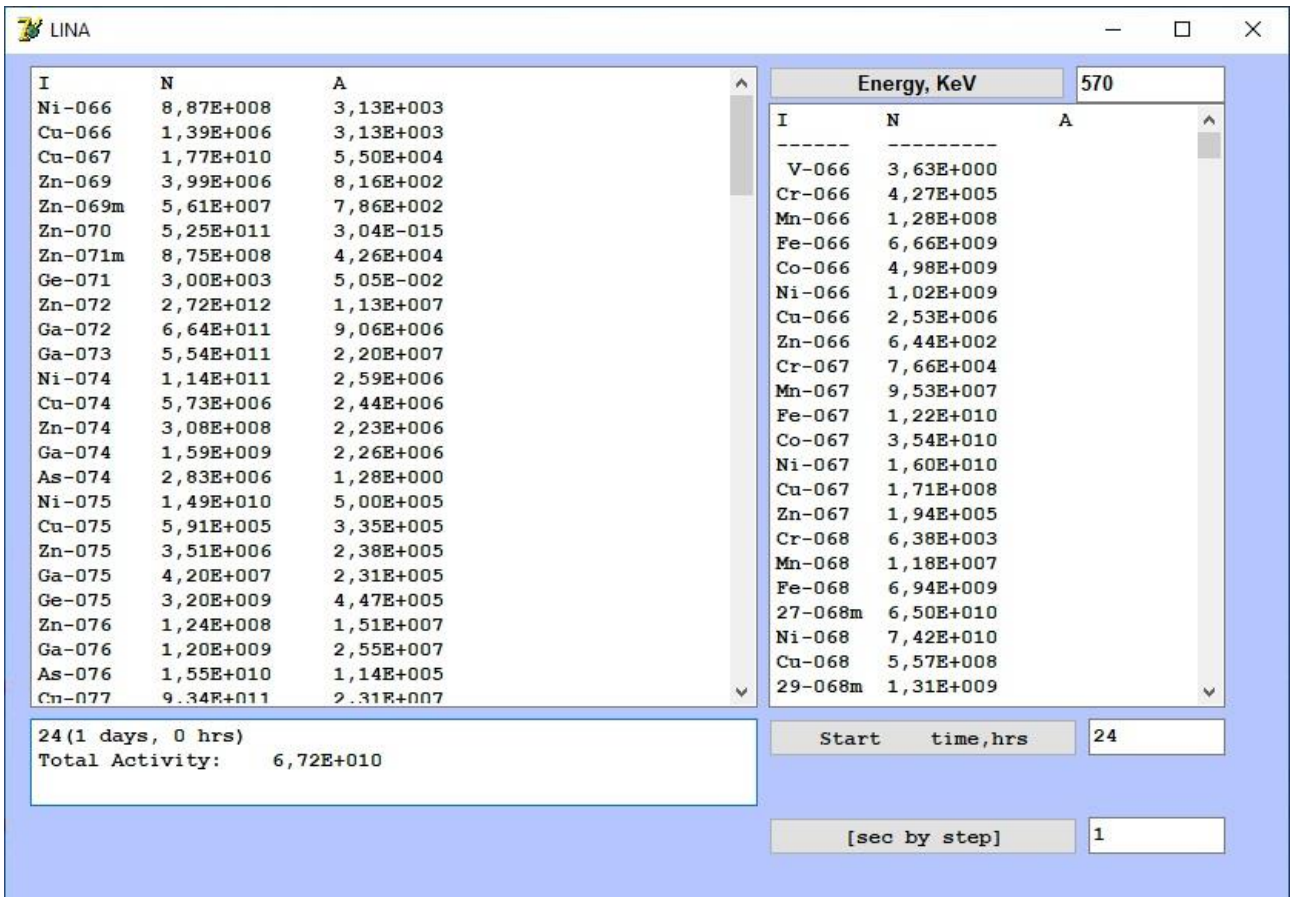



Рисунок 2 - Окно работы программы Lina

Для расчета активности изотопа N смеси продуктов деления в любой промежуток времени t удобно использовать экспоненциальную форму закона радиоактивного распада [7], формула (3):

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (3)$$

где $N_0$ – начальное число атомов;

$\lambda$ – постоянная распада;

N – число нераспавшихся атомов через промежуток времени t.

Напомним, что само значение активности рассчитывается по формуле (4):

$$A = \lambda N, \quad (4)$$

где A – активность радионуклида.

Поскольку спектр осколков деления содержит свыше 1200 ядер, распад радионуклидов удобнее представить изобарными цепочкой распада, то нельзя не учитывать образованные в процессе распада новые ядра, которые зачастую также являются радиоактивными, формула (5):

$$N = N_0 - N_0 e^{-\lambda t} \quad (5)$$

где $N_0$ – начальное число атомов материнского радионуклида;

N – число атомов дочернего изотопа через промежуток времени t.

В настоящей работе проанализировано и включено в код программы свыше 1200 радионуклидов, образованных при делении урана и плутония, а для корректного расчета активности также задействованы все известные пути распада радионуклида, например, формула (6-8):

$$N_{Z+1}^{A} = N_{Z}^{A}\left(1 - e^{-\lambda t}\right) \quad (6)$$

для бета-распада,

$$N_{Z+1}^{A-1} = N_{Z}^{A}\left(1 - e^{-\lambda t}\right) \quad (7)$$

для бета-распада с запаздывающим нейтроном,

$$N_{Z+1}^{A-1} = N_{m1}{}_{Z}^{A}\left(1 - e^{-\lambda t}\right) \quad (8)$$

для изомерного перехода и т.д., где A – массовое число, Z – атомный номер, $N_{m1}$ – изомерная конфигурация ядра N.

Формулы (3-8), а также 1 и 2 были использованы для создания программы LiNA.

Получив все значения активности Q каждого изотопа $N_{Z}^{A}$ и суммировав значения получим интегральную активность продуктов деления $Q_{ПА}$, снижающуюся со временем, используя программу LiNA (таблица 1).

*1.3 Расчет активности продуктов активации конструкционных материалов*

В процессе облучения экспериментального устройства в реакторе ИГР, в конструкционных материалах из стабильных ядер, таких как $^{50}$Cr, $^{54}$Fe, $^{55}$Mn, $^{58}$Ni, $^{58}$Fe и $^{59}$Co могут образоваться радионуклиды в ходе реакции типа (n,γ) и (n,p):

$$^{50}_{24}Cr + n \rightarrow ^{51}_{24}Cr + \gamma \qquad ^{54}_{26}Fe + n \rightarrow ^{54}_{25}Mn + p \qquad ^{55}_{25}Mn + n \rightarrow ^{56}_{25}Mn + \gamma$$

$$^{58}_{28}Ni + n \rightarrow ^{58}_{27}Co + p \qquad ^{58}_{26}Fe + n \rightarrow ^{59}_{26}Fe + \gamma \qquad ^{59}_{27}Co + n \rightarrow ^{60}_{27}Co + \gamma$$

Образованные радионуклиды (таблица 1) могут внести существенный вклад в радиационную обстановку после завершения эксперимента.

*2. Результаты*

*Радиационная обстановка после планового завершения эксперимента*

При выполнении операций с ОУ после завершения соответствующего пуска и извлечения ОУ из реактора ИГР, радиационная обстановка в реакторном зале будет обусловлена гамма-излучением ОУ.

Расчеты величины МЭД выполнена с помощью расчетного кода MCNP5. МЭД от ПД рассчитана с учетом сохранения твэлами своей геометрии. Мощность эквивалентной дозы (МЭД) от ОУ рассчитана на поверхности корпуса ОУ (точка А) и на расстоянии 1 м (точка В) от поверхности корпуса в плоскости, проходящей перпендикулярно к оси ОУ через уровень, соответствующий центру активной зоны.

Общая МЭД определена по формуле (10):

$$H = H_{ПД} + H_{ПА}, \qquad (10)$$

где $H$ – МЭД в точке А или В, Зв/ч;

$H_{ПД}$ – МЭД от ПД в точке А или В, Зв/ч;

$H_{ПА}$ – МЭД от ПА в точке А или В, Зв/ч.

Результаты расчета $H_{ПД}$ *(А),* $H_{ПД}$ *(В),* $H_{ПАК}$*(А)* и $H_{ПАК}$*(В)* приведены в таблице 1.

Таблица 1 – МЭД от ОУ при плановом завершении эксперимента

| Время выдержки | Активность гамма-излучения, Бк | | МЭД в точке А, Зв/ч | | | МЭД в точке В, Зв/ч | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | $Q_{ПД}$ | $Q_{ПА}$ | $H_{ПД}(A)$ | $H_{ПА}(A)$ | $H(A)$ | $H_{ПД}(B)$ | $H_{ПА}(B)$ | $H(B)$ |
| 0 | $1{,}9\cdot10^{15}$ | $2{,}4\cdot10^{12}$ | $5{,}51\cdot10^{2}$ | $2{,}73\cdot10^{1}$ | $5{,}78\cdot10^{2}$ | $1{,}79\cdot10^{0}$ | $3{,}90\cdot10^{-1}$ | $2{,}18\cdot10^{0}$ |
| 1 ч | $2{,}2\cdot10^{12}$ | $1{,}8\cdot10^{12}$ | $2{,}90\cdot10^{1}$ | $2{,}09\cdot10^{1}$ | $4{,}99\cdot10^{1}$ | $9{,}73\cdot10^{-2}$ | $2{,}98\cdot10^{-1}$ | $3{,}95\cdot10^{-1}$ |
| 6 ч | $3{,}2\cdot10^{11}$ | $4{,}8\cdot10^{11}$ | $3{,}33\cdot10^{0}$ | $5{,}44\cdot10^{0}$ | $8{,}77\cdot10^{0}$ | $1{,}11\cdot10^{-2}$ | $7{,}76\cdot10^{-2}$ | $8{,}87\cdot10^{-2}$ |
| 12 ч | $6{,}7\cdot10^{10}$ | $8{,}0\cdot10^{9}$ | $1{,}50\cdot10^{-1}$ | $4{,}46\cdot10^{-2}$ | $1{,}94\cdot10^{-1}$ | $4{,}94\cdot10^{-4}$ | $6{,}39\cdot10^{-4}$ | $1{,}13\cdot10^{-3}$ |
| 10 сут | $4{,}5\cdot10^{9}$ | $3{,}5\cdot10^{9}$ | $7{,}58\cdot10^{-3}$ | $1{,}54\cdot10^{-2}$ | $9{,}12\cdot10^{-3}$ | $2{,}59\cdot10^{-5}$ | $2{,}37\cdot10^{-5}$ | $4{,}97\cdot10^{-5}$ |
| 20 сут | $2{,}2\cdot10^{9}$ | $2{,}7\cdot10^{9}$ | $3{,}79\cdot10^{-4}$ | $1{,}41\cdot10^{-3}$ | $1{,}79\cdot10^{-3}$ | $1{,}78\cdot10^{-6}$ | $2{,}17\cdot10^{-5}$ | $2{,}35\cdot10^{-5}$ |
| 90 сут | $4{,}2\cdot10^{8}$ | $4{,}9\cdot10^{8}$ | $1{,}17\cdot10^{-4}$ | $1{,}18\cdot10^{-3}$ | $1{,}30\cdot10^{-3}$ | $4{,}88\cdot10^{-7}$ | $1{,}82\cdot10^{-5}$ | $1{,}87\cdot10^{-5}$ |

*3 Обсуждение результатов*

Целью исследований являлось обоснование условий безопасного проведения реакторных испытаний ОУ, выбор и обоснование организационных и технических мер, обеспечивающих надежную защиту персонала и реактора ИГР при проведении экспериментов.

Расчеты МЭД от ОУ при нормальном завершении эксперимента, показывают, что в непосредственной близости от ОУ МЭД через 10 сут после завершения эксперимента составит 9,1 мЗв/ч, а через 20 суток – 1,8 мЗв/ч. При таком радиационном воздействии на персонал работа по извлечению ОУ из ЦЭК возможна под контролем дозиметриста (допустимая эффективная доза для персонала группы А составляет не более 50 мЗв/год [8]).

Существенный вклад в радиационную обстановку вблизи ОУ при выдержках больше месяца вносят такие радионуклиды, как $^{51}$Cr, $^{58}$Fe и $^{60}$Co. При выдержках более 3 месяцев радиационная обстановка вблизи ОУ будет определяться гамма-излучением стальных конструкций ОУ.

Ожидаемая при нормальном ходе испытания радиационная обстановка уже через 2 недели после завершения эксперимента позволит начать работы по извлечению ОУ из ЦЭК реактора ИГР при условии ограничения времени работы в непосредственной близости от ОУ под контролем дозиметриста.

ЛИТЕРАТУРА

1. Атомные электростанции высокой безопасности и экономичности с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем БРЕСТ с пристанционным топливным циклом для крупномасштабной ядерной энергетики будущего. Открытое Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля»: http://www.nikiet.ru/.

2. Delphi – Embarcardero Website: https://www.embarcadero.com/ru/products/delphi

3. Briesmeister, J. F. MCNP − a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport / J.F. Briesmeister [et al.].– Los Alamos, 1997. – LA-7396M.

4. MacFarlane, R.E. New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2. – Los Alamos, 1994.– LA-12639-MS

5. Международное Агентство по Атомной Энергии: https://www-nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html

6. Nuclear Data Center Japan Atomic Energy: https://wwwndc.jaea.go.jp/cgi-bin/FPYfig

7. Гусев, Н.Г. Радиационные характеристики продуктов деления: справочник / Н.Г. Гусев, П.М. Рубцов, В.В. Коваленко, В.М. Колобашкин.– М.: Атомиздат, 1974.

8. Гигиенические нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности. Утверждены приказом Министра национальной экономики Республики Казахстан от 27 февраля 2015 года № 155.

# СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ 30-КМ ЗОНЫ РАСПОЛОЖЕНИЯ ОДЭК

Спирин Е.В.

*АО «Прорыв»*

Воздействие на окружающую среду предприятий ЯТЦ существенно отличается на различных этапах. Сравнительная оценка воздействия различных видов производства энергии, включая не только энерго-генерирующую часть, но и все остальные компоненты энергетических систем является актуальной экологической задачей. Решение этой задачи должно выполняться уже на стадии проектирования и выбора региона размещения радиационно-опасных объектов. Для оценки воздействия радиационно-опасного объекта на окружающую среду, необходимо проводить оценку современной экологической ситуации в регионе строительства, для определения фактической радиационной обстановки в районе размещения объектов (нулевой фон), сложившейся в результате воздействия техногенных источников излучения, уровня радиации от естественного фона и глобальных радиоактивных выпадений.

В соответствии с проектом «Прорыв» на территории Сибирского химического комбината (г. Северск Томской области) ведется строительство и планируется ввод в эксплуатацию опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) с реактором на быстрых нейтронах и комплексом по замыканию топливного цикла. В результате предшествующей деятельности АО «СХК» в окружающей среде, помимо захоронений РАО, в зоне наблюдения сохраняется остаточное количество радионуклидов, распределение которых по природным и сельскохозяйственным объектам должно учитываться при введении в эксплуатацию новых предприятий ядерного топливного цикла.

Для создания подробного описания современного радиоэкологического состояния размещения объектов ОДЭК было выполнено комплексное экологическое обследование наземных (аграрные, лесные, луговые) и водных экосистем. Полученные результаты по содержанию природных и техногенных радионуклидов, а также максимальные из зарегистрированных удельных активностей радионуклидов в компонентах природной среды в районе расположения АО «СХК» ниже допустимых величин по НРБ-99/2009.

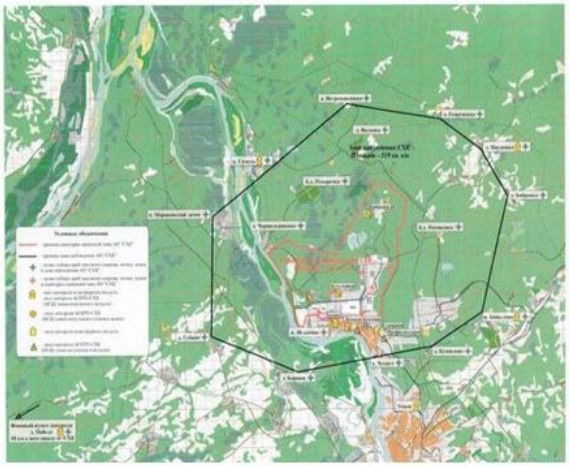
В 2019 году полученные материалы были опубликованы в виде «Атласа радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК» [1].

В период функционировании объектов ОДЭК, а также при выводе их из эксплуатации, материалы полученные в результате проведенного комплексного обследования, позволят подтвердить экологическую безопасность комплекса, как для населения, так и для окружающей среды.

## Современное состояние изученности в районе строительства ОДЭК

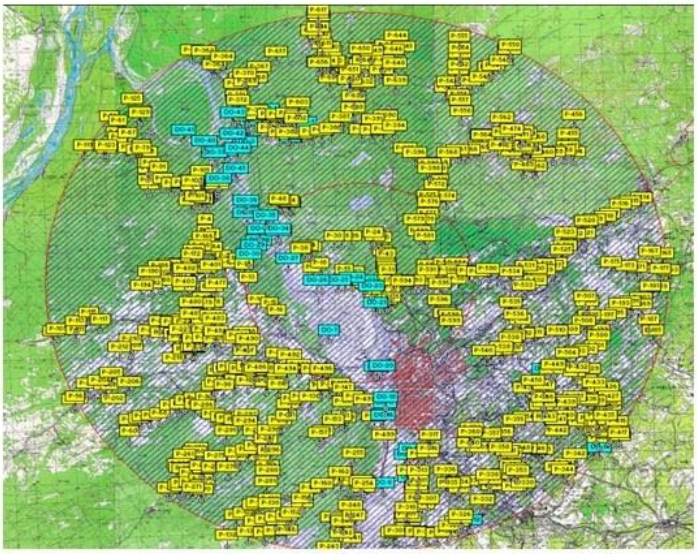
В соответствии с утвержденным регламентом мониторинга (СТО 88.1) лаборатория РПСЛ АО «СХК» (Радиационная промышленно-санитарная лаборатория) проводит регулярные обследования содержания радионуклидов в почве и луговой растительности в 17 контрольных точках ЗН и 7 точках СЗЗ.

Исследование содержания радионуклидов на сельскохозяйственных угодьях и в продукции сельских хозяйств на территории ЗН проводит ФГБУ «Станция Агрохимической Службы «Томская».



## Исследование распределения радионуклидов в объектах окружающей среды в 30-км зоне АО «СХК»

Расположение точек отбора проб почвы, луговой и лесной растительности и гидробионтов (вода, донные отложения, моллюски, водная растительность



## «Атлас радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК»

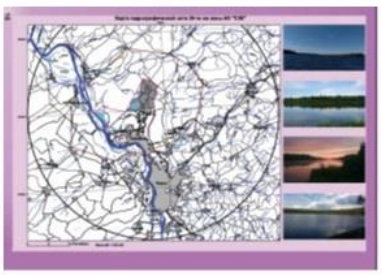
В 2018 году закончена подготовка «Атласа радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК».

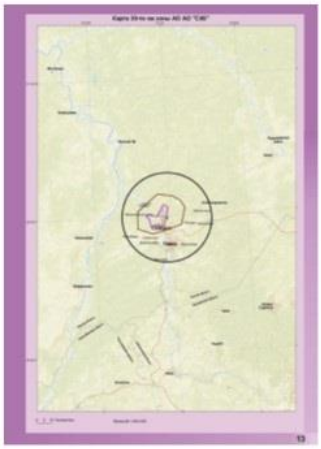
В создании Атласа принимали участие:

- Частное учреждение Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» «Инновационно-технологический центр проекта «ПРОРЫВ»;
- Акционерное общество «Сибирский химический комбинат»;
- ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ НАУЧНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «ВСЕРОССИЙСКИЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ РАДИОЛОГИИИ И АГРОЭКОЛОГИИ»;
- ФЕДЕРАЛЬНОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «ВСЕРОССИЙСКИЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ ЛЕСОВОДСТВА И МЕХАНИЗАЦИИ ЛЕСНОГО ХОЗЯЙСТВА»;
- ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ «Станция агрохимической службы «ТОМСКАЯ».

## «Атлас радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК» (Обзорный раздел)

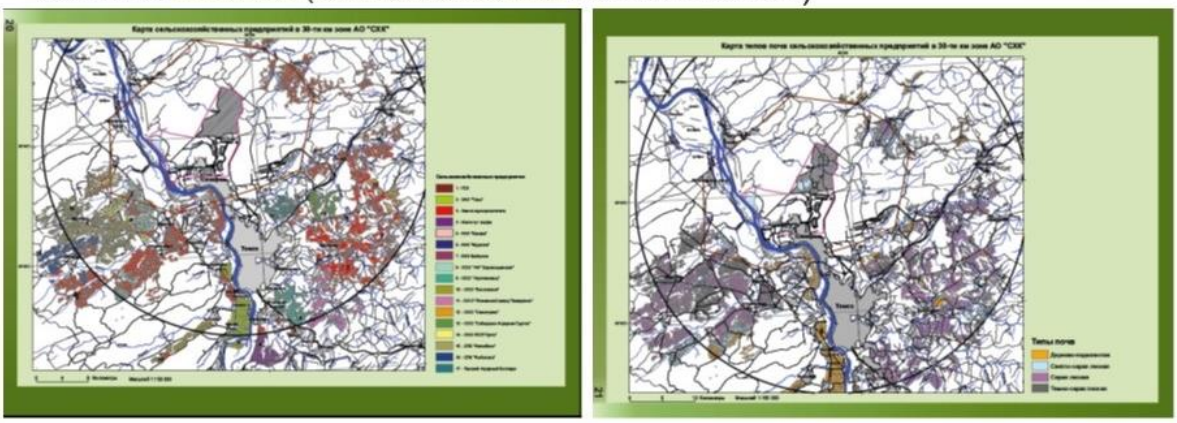
В разделе приведена информация о истории развития АО «СХК»





В обзорном разделе приведены карты отражающие расположение 30-ти км зоны АО СХК, рельефа, гидрографии и др.

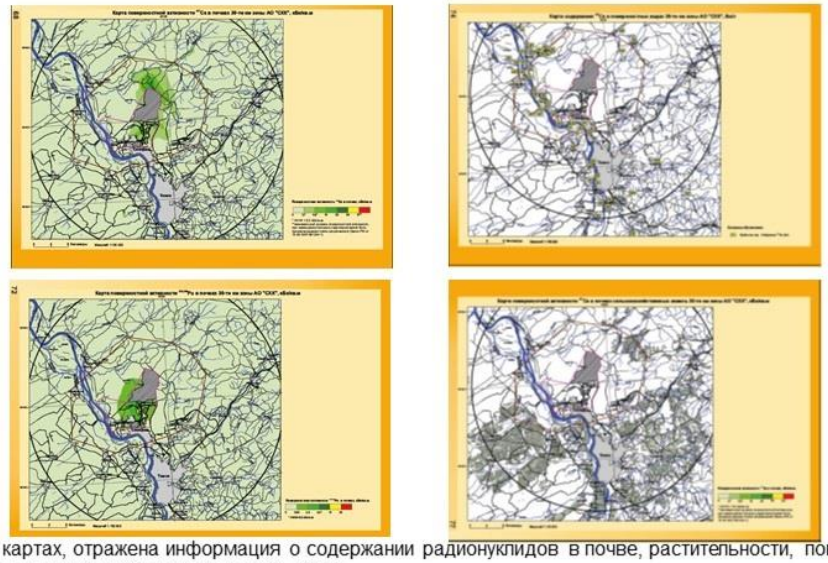
## «Атлас радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК» (Сельскохозяйственные земли)



В разделе представлена детальная информация о сельскохозяйственных предприятиях расположенных в 30-ти км зоне АО «СХК». Важность данного раздела обусловлена тем, что производимые в данных предприятиях продукты питания, поставляются для питания жителем г. Северска и г Томска.

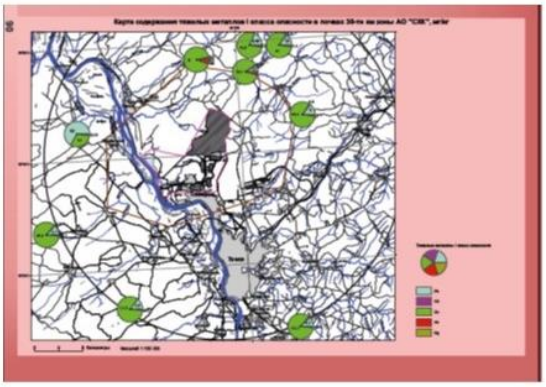
На картах приведена детальная информация по каждому хозяйству.

## «Атлас радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК» (Содержание радионуклидов в наземных и водных экосистемах)



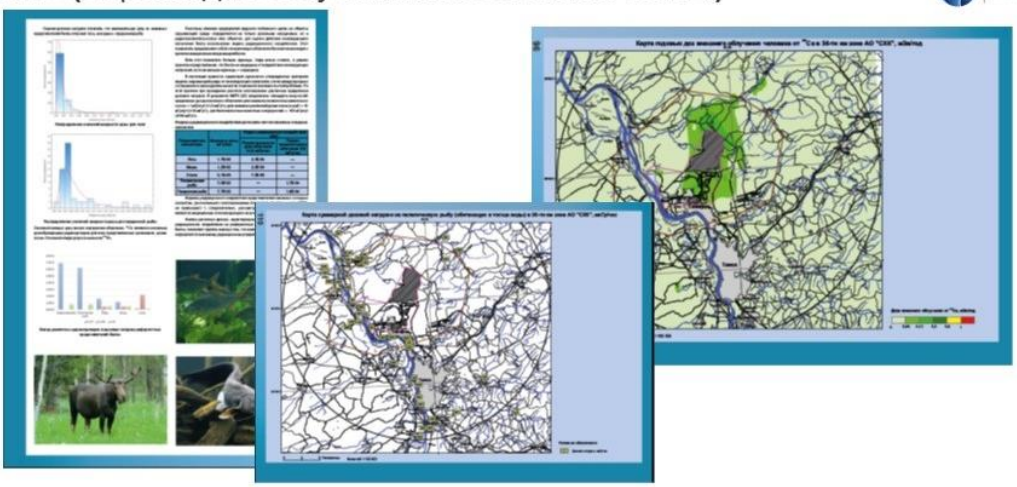
В разделе и на картах, отражена информация о содержании радионуклидов в почве, растительности, поверхностных водах и донных отложениях 30-ти км зоны АО «СХК»

## «Атлас радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК»
(Содержание тяжелых металлов в наземных и водных экосистемах)



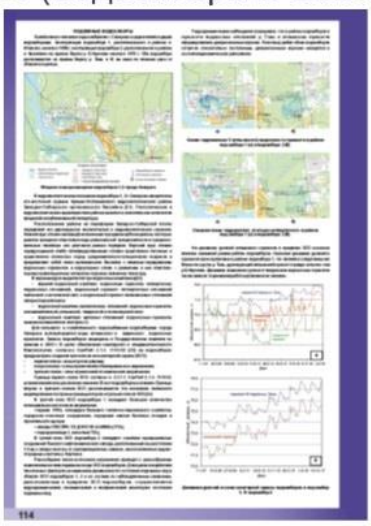
В разделе и на картах, отражена информация о содержании тяжелых металлов в наземных и водных экосистемах 30-ти км зоны АО «СХК», по 3-м классам опасности

## «Атлас радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК» (Оценка доз облучения населения и биоты)



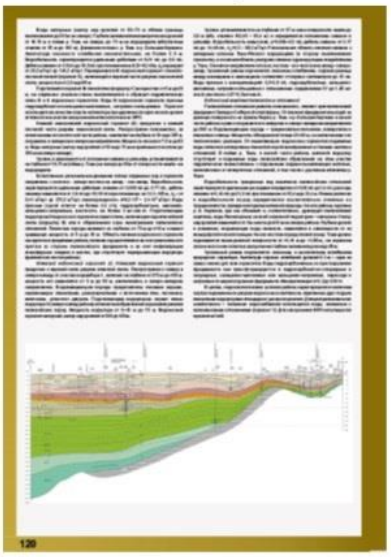
В разделе и на картах, представлены данные по расчету дозовых нагрузок на население и биоту, выполненные в соответствии со современными требованиями МАГАТЭ и МКРЗ

## «Атлас радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК» (Водозаборы г. Северска)



В разделе представлена информация о состоянии подземных водозаборов г. Северска

## Атлас радиоэкологической обстановки в 30-ти км зоне АО «СХК» (Геология территории расположения 30-км зоны АО «СХК»)

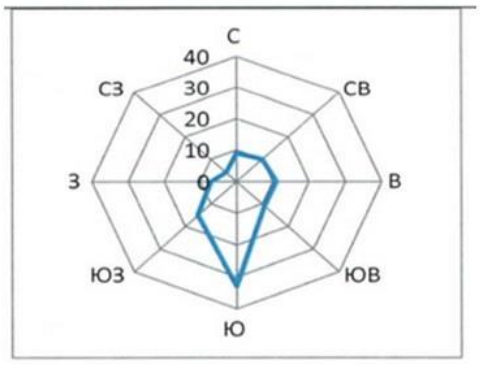


В разделе приведена информация и карт геологического строения 30-км зоны АО «СХК»

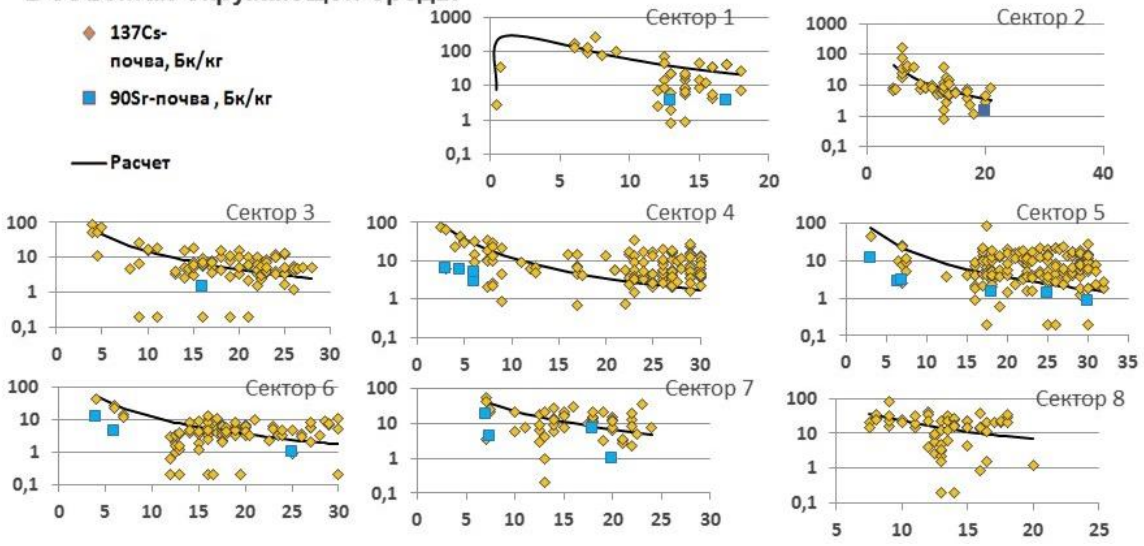
## Базы данных обследования радиоэкологической обстановки 30-км зоны АО «СХК» и доз облучения населения и биоты

## Исследование распределения радионуклидов в объектах окружающей среды в 30-км зоне АО «СХК»

Среднегодовая роза ветров в 30-км зоне СХК



## Пространственное распределение содержания радионуклидов в объектах окружающей среды



## Аппроксимация пространственного распределения удельной активности $^{137}Cs$ в почве 30-км зоны АО «СХК»

$$G(x)=C\cdot\exp[-H^2/(2\sigma_z^2)]/(u_a\cdot x\cdot\sigma_z)$$

$\sigma_z = Ex^n$ $E = 0{,}265$ $n = 0{,}818$

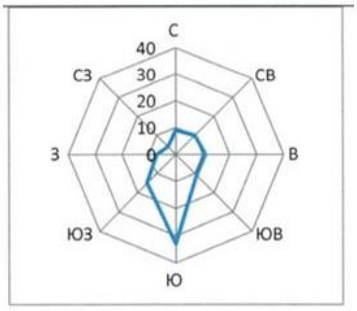
Аппроксимация для расчета

$$G(x)=A\cdot\exp[-B/(x^{2n})]/(x^{n+1})$$

$B = 1{,}961$ $n = 0{,}76$

| Сектор | A |
|---|---|
| 1 | 4000 |
| 2 | 800 |
| 3 | 1000 |
| 4 | 800 |
| 5 | 800 |
| 6 | 800 |
| 7 | 800 |
| 8 | 1500 |

Среднегодовая роза ветров в 30-км зоне СХК

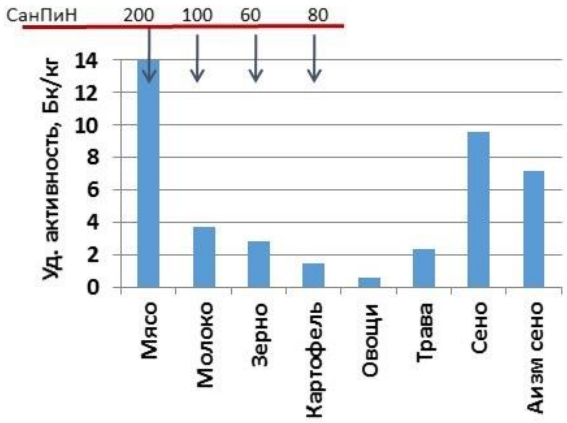



## Содержание радионуклидов в с.-х. продукции 30-км зоны СХК

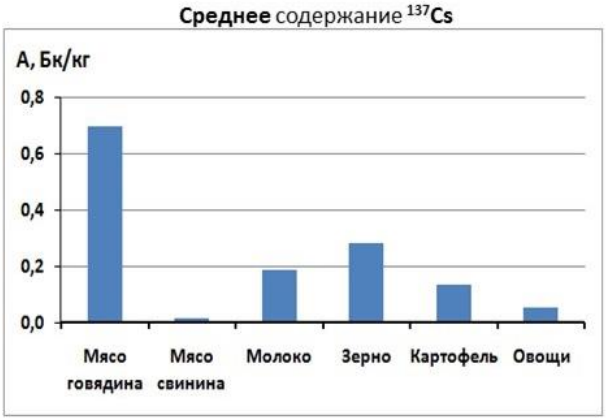
| Вид продукции | Мясо (свинина) | Молоко | Картофель | Листовые овощи | Нелистовые овощи (томаты, огурцы) | Корнеплоды | Ягоды |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Уд. Активность $^{137}Cs$, Бк/кг | <0,3 | <0,058 | <2,5 | 0,058 | <0,2 | 0,072 | <3 |
| ДУА $^{137}Cs$, СанПиН | 200 | 100 | 80 | 80 | | 80 | 160 |
| Уд. Активность $^{90}Sr$, Бк/кг | <0,02 | 0,04 | 0,04 - 0,26 | 0,14 | 0,02 - 0,08 | 0,16 | 0,014 - 1,14 |
| ДУА $^{90}Sr$, СанПиН | не норм. | 25 | 40 | 40 | | 40 | не норм. |

## Прогноз содержания радионуклидов в с.-х. продукции 30-км зоны СХК на примере п. Наумовка (14 км от АО «СХК») от содержания в почве

**Максимальное** содержание $^{137}Cs$

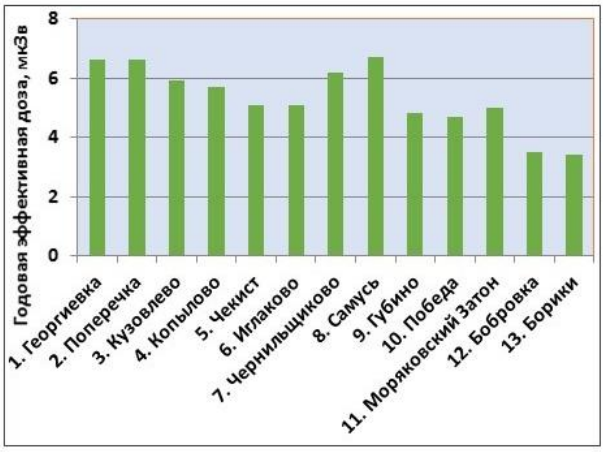



**Среднее** содержание $^{137}Cs$




**Максимальное прогнозное содержание в продукции в 10 и более раз меньше нормативов СанПиН** 2.3.2.1078-01

## Годовая доза облучения населения в ЗН АО «СХК» от $^{137}$Cs в существующей ситуации




Годовая доза облучения населения в ЗН СХК от $^{137}$Cs в существующей ситуации меньше минимально значимой величины 10 мкЗв

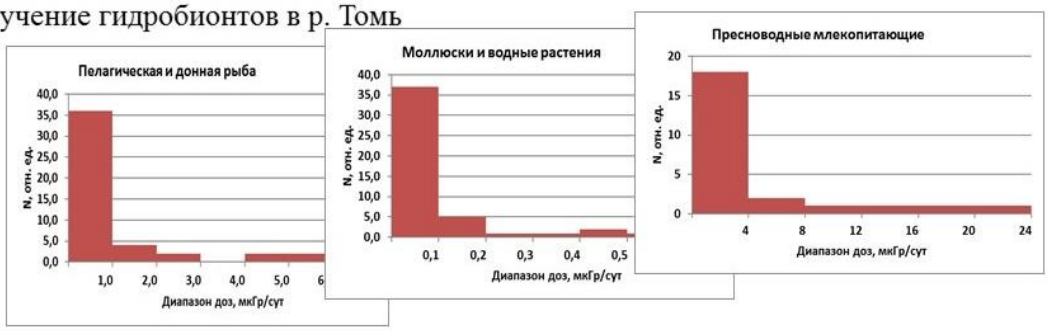
(Список н.п. включает нежилые)

## Дозы облучения биоты в 30-км зоне АО «СХК» в существующей обстановке

Суммарные дозы облучения биоты на территории 30-км зоны СХК от $^{90}$Sr и $^{137}$Cs, мкГр/сут (Референтный уровень – 1000 мкГр/сут)

| | Почв. биота | | Мышь | | Заяц | | Лось | | Птицы | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Сектор | Макс. | Средн. | Макс. | Средн. | Макс. | Средн. | Макс. | Средн. | Макс. | Средн. |
| 1 | 2,85 | 1,09 | 4,54 | 1,71 | 4,87 | 1,83 | 6,98 | 2,64 | 0,98 | 0,38 |

Облучение гидробионтов в р. Томь




## Выводы

1. Годовые дозы облучения населения в существующей радиационной обстановке в 30-км зоне СХК ниже минимально значимой величины 10 мкЗв.

2. Содержание радионуклидов $^{134+137}$Cs и $^{90}$Sr в продукции сельскохозяйственного производства в 30-км зоне СХК, поступающих по корневому пути, при аварийных ситуациях на предприятиях ОДЭК полностью удовлетворяет нормативам СанПиН с многократным запасом

3. Дозы облучения для животных млекопитающих меньше допустимого уровня в 40 раз, для рыб – в 140 раз, для водных растений и моллюсков – примерно в 10000 раз

4. Материалы современного радиоэкологического состояния района размещения ОДЭК используются, для обоснования радиоэкологической безопасности в 30-ти км зоне АО «СХК» на общественных слушаниях и информационного обеспечения органов управления Томской области.

5. Данные из Атласа применяются при прогнозных оценках воздействия на население и окружающую среду от выбросов на предприятиях ОДЭК, поскольку позволяют учитывать в расчетах историческое наследие деятельности АО «СХК».

# КОМПЛЕКСНОЕ ПРОЕКТИРОВАНИЕ ОБЪЕКТОВ ИНФРАСТРУКТУРЫ ПРОВЕДЕНИЯ РЕАБИЛИТАЦИОННЫХ РАБОТ В ПУНКТЕ ВРЕМЕННОГО ХРАНЕНИЯ ОЯТ И РАО В ГУБЕ АНДРЕЕВА

Куликов К.Н., Попов С.В., Богданов Г.А., Иванов А.Б.,
Заочинский С.П., Данилин А.А., Кузнецов И.Н.

*АО «Научно-исследовательское проектно-технологическое бюро «Онега», г. Северодвинск Архангельской области*

569 береговая техническая база (БТБ) Северного Флота в губе Андреева Кольского залива, созданная в 1961–1963 гг., была предназначена для обеспечения эксплуатации атомных подводных лодок, приема и хранения свежего и отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), твердых и жидких радиоактивных отходов (РАО), образовавшихся при эксплуатации атомных подводных лодок. С 1993 года прием ОЯТ и РАО был прекращен.

На завершающей стадии функционирования БТБ как объекта ВМФ отправка ОЯТ на переработку, а также переработка и кондиционирование РАО не производились. В результате этого на БТБ были накоплены значительные объемы ОЯТ и РАО. В процессе длительной эксплуатации БТБ были полностью разрушены инженерные сети и инфраструктура, обеспечивающая радиационную безопасность. Защитные барьеры хранилищ ОЯТ и РАО утратили герметичность, что привело к миграции радионуклидов в окружающую среду. 40 % технической территории и объектов БТБ были загрязнены радионуклидами [1].

В соответствии с Постановлением Правительства Российской Федерации от 28.05.1998 года № 518 экологическая реабилитация БТБ была признана одной из основных целей деятельности Министерства Российской Федерации по атомной энергии (ныне – ГК «Росатом»). Для осуществления этой задачи все объекты БТБ, включая территорию, здания и сооружения, инженерные сети, оборудование и имущество, были переданы ВМФ на баланс ФГУП «Северное федеральное предприятие по обращению с радиоактивными отходами» на основании распоряжения Правительства Российской Федерации от 09.02.2000 года № 220-р. В настоящее время бывшая БТБ находится в хозяйственном ведении Отделения Губа Андреева СЗЦ «СевРАО» филиала ФГУП «Федеральный экологический оператор».

Для реализации поставленной задачи были разработаны программа и долгосрочный график работ по подготовке пункта временного хранения (ПВХ) ОЯТ и РАО к вывозу ОЯТ на переработку, кондиционированию и вывозу РАО в пункт долговременного хранения и экологической реабилитации территории объекта.

С 2002 г. в ПВХ ОЯТ и РАО в губе Андреева началось сооружение новых и реконструкция существующих объектов инфраструктуры. Реконструкция ПВХ в целях обеспечения обращения с ОЯТ и РАО проводилась тремя комплексами. Первый комплекс должен был обеспечивать обращение с ОЯТ, второй – обращение с РАО, а третий включал вспомогательные здания, сооружения и инженерные системы (объекты инфраструктуры).

До начала работ по строительству комплексов обращения с ОЯТ и РАО необходимо было создать объекты инфраструктуры и выполнить работы, обеспечивающие безопасное строительство комплексов в следующем объеме:

– инфраструктура по дезактивации и ремонту оборудования для обращения с ОЯТ и РАО;

– инфраструктура радиационного технологического контроля;

– инфраструктура по обеспечению дезактивации автотранспорта, используемого при строительстве и эксплуатации комплексов ОЯТ и РАО;

– инфраструктура по обеспечению санитарно-пропускного режима персонала как при подготовке к строительству, так и при строительстве, эксплуатации комплексов по обращению с ОЯТ и РАО;

– работы по нормализации радиационной обстановки над блоками сухого хранения (далее – БСХ) ОЯТ.

Одним из запланированных объектов инфраструктуры, обеспечивающей дезактивацию и ремонт оборудования для обращения с ОЯТ и РАО, стало здание 154/155 – ремонтно-механический цех с участком дезактивации, в котором должны быть участки для ремонта спецтехники, вспомогательного и технологического оборудования, дезактивации перегрузочного оборудования и склад технологического оборудования (рис. 1). В рамках данной работы проведены исследования вариантов цеха дезактивации, разработан пакет необходимых данных для выбора оптимального варианта цеха дезактивации и технологические решения по зданию, технический и рабочий проекты ремонтно-механического цеха с участком дезактивации.

На момент начала работ по реабилитации территории отсутствовала лаборатория технологического радиохимического контроля по второму классу работ. По совместному решению с заинтересованными организациями данная лаборатория должна была разместиться на третьем этаже отремонтированного здания № 50. В рамках разработки проекта были разработаны технологические решения лаборатории радиационного контроля, обеспечивающие выполнение необходимых измерений активности и радионуклидного состава радиоактивных жидких и твердых проб с высокой, средней и низкой активностью. В процессе проектирования были разработаны номенклатура и схема размещения участков лаборатории, выполнен подбор и разработаны схемы размещения технологического оборудования на участках, разработаны перечень методик химического, радиометрического анализа, производственная программа лаборатории с численностью работающего в ней персонала в количестве 20 человек (рис. 1).

Рисунок 1 – Ремонтно-механический цех (слева) и лабораторно-технический корпус (справа)

Ввиду отсутствия стационарного пункта дезактивации, строительство которого было запланировано на более поздний срок, с целью обеспечения режима радиационной безопасности при проведении радиационно опасных работ, было принято решение о проектировании и строительстве двух временных площадок для исключения распространения РВ за пределы зоны строгого режима предприятия на поверхностях автотранспорта и строительной техники. Одна площадка была предусмотрена рядом с БСХ ОЯТ, другая – на выезде с территории объектов по обращению с РАО. Были разработаны технологические решения по площадкам, проект временной площадки дезактивации автотранспорта, эксплуатируемой в летний период, выполнена его доработка для возможности круглогодичной эксплуатации и разработаны исходные требования на технологическое оборудование, устанавливаемое на этих площадках (рис. 2).

Рисунок 2 – Площадки дезактивации автотранспорта

Для обеспечения санитарно-пропускного режима персонала при проведении радиационно опасных работ в процессе подготовки к строительству, на этапе строительства и при эксплуатации комплексов по обращению с ОЯТ и РАО необходимо было предусмотреть как передвижные санпропускники малой пропускной способности, так и стационарные санпропускники с большой пропускной способностью. Для решения этой задачи было предложено использовать спроектированный АО «НИПТБ «Онега» мобильный санпропускник на базе типового 40-футового контейнера 1АА в виде модульного переносного помещения, предназначенного для эксплуатации в районах Крайнего Севера [2]. Санпропускник может размещаться отдельно от других зданий, и рассчитан на обслуживание 10 человек персонала одного пола, работающих в две смены. Для обеспечения транспортировки санпропускник комплектуется стандартным автомобильным трейлером-полуприцепом. Для нужд СЗЦ «СевРАО» изготовлено два мобильных санпропускника. Мобильная конструкция санпропускников позволила выполнить ряд работ на нескольких площадках Отделения Губа Андреева и Отделения Гремиха. Также был спроектирован модульный санпропускник СМ-88 (было изготовлено два комплекта: один для комплекса обращения с ОЯТ, другой для комплекса обращения с РАО), каждый из которых с пропускной способностью 88 человек обслуживаемого персонала в смену (68 мужчин и 20 женщин) (рис. 3). Модульная конструкция санпропускников позволила перенести большую часть работ по их изготовлению с объекта на завод-изготовитель модулей, сократить время монтажа санпропускников на площадках Отделения Губа Андреева, использовать минимальное количество строительной техники и персонала на площадке.

Рисунок 3 – Санпропускники (мобильный – слева, модульный – справа)

До начала строительства комплекса обращения с ОЯТ необходимо было выполнить ряд подготовительных работ. Данные работы производились в несколько этапов. Для создания условий безопасного временного хранения ОЯТ в емкостях БСХ и дальнейшего обращения с ОЯТ в первую очередь потребовалось проведение неотложных работ по обеспечению защиты ОЯТ и конструкций емкости 3А БСХ от атмосферных осадков, а также по созданию временного укрытия емкости 3А. Существующее укрытие емкости 3А к началу реабилитационных работ не обеспечивало герметичность и отвод атмосферных осадков от ячеек с отработавшими тепловыделяющими сборками (ОТВС). Проект по восстановлению изолирующих свойств кровли емкости 3А БСХ ОЯТ предусматривал установку над емкостью нового укрытия с системами вытяжной вентиляции, освещения и радиационного контроля, а также организацию отвода атмосферных осадков.

На следующем этапе был разработан перечень критериев выбора варианта постоянного укрытия над емкостями БСХ, проработаны варианты проекта этого укрытия с учетом грузоподъемного оборудования, необходимого для эксплуатации укрытия. С целью обеспечения безопасной работы персонала при проведении работ на емкостях БСХ проанализированы возможные варианты жизненного цикла и конструктивных решений изолирующего укрытия емкости 3А, как наиболее радиационно опасной. По результатам анализа был выбран оптимальный вариант жизненного цикла емкости 3А и разработан эскизный проект установки для демонтажа старого перекрытия емкости 3А (состоящего из железобетонных плит).

Параллельно с разработкой концептуального решения по укрытию емкости 3А в рамках обоснования инвестиций в инфраструктуру обращения с ОЯТ разработаны компоновочные решения для строительства здания-укрытия емкостей БСХ. В решениях были определены варианты компоновки и монтажа здания-укрытия, этапы и график строительства, требования на проектирование размещаемого в нем нестандартного оборудования для обращения с РАО и ОЯТ. По результатам проработки и анализа ранее

разработанной документации по комплексу обращения с ОЯТ и отчетной документации по инженерно-геологическим изысканиям был сформирован пакет исходных данных для разработки рабочего проекта комплекса по обращению с ОЯТ.

До начала строительства здания-укрытия БСХ требовалось создать безопасные условия труда для персонала, участвующего в подготовке и проведении строительных работ. Для этого необходимо было снизить мощность гамма-излучения на емкостях БСХ и вокруг них до значения проектной мощности дозы в помещениях временного пребывания персонала, регламентированного санитарными правилами – 12 мкЗв/ч [3].

Это требование удалось выполнить благодаря инновационным экранам биологической защиты (ЭБЗ), а также технологии их монтажа на емкости БСХ. Разработка конструкции ЭБЗ проводилась в несколько этапов. На первом этапе была произведена предварительная оценка толщины защиты из стали для каждой из трех емкостей, изготовлены макеты из вспененного полистирола в натуральную величину по трем вариантам установки и выбран оптимальный вариант. После разработки эскизного проекта стального макета ЭБЗ, изготовления стального макета (рис. 4), а также оснастки для его монтажа проведены испытания по установке макета сначала на опытном участке, а затем на специальном испытательном стенде, расположенном на территории Отделения Губа Андреева [4]. По результатам проведенной работы АО «НИПТБ «Онега» оформлены патенты на ЭБЗ и способ ее установки [5], [6]. В ходе испытаний были успешно отработаны технологические решения монтажа и демонтажа макета в условиях, приближенных к условиям БСХ, для разработки технологии монтажа ЭБЗ на емкости БСХ.

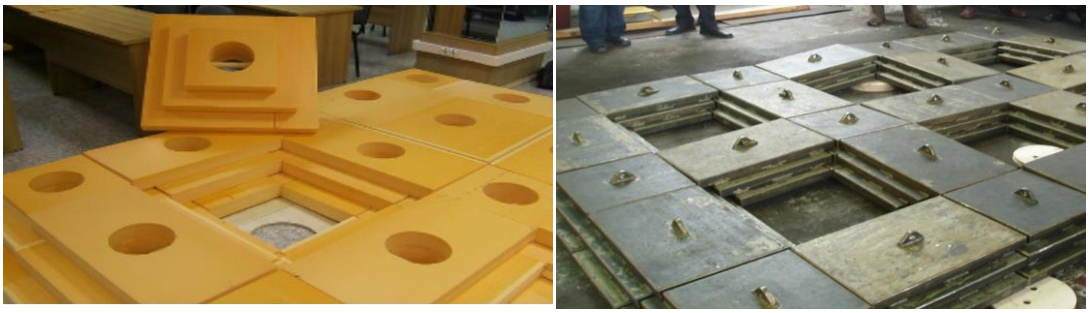


Рисунок 4 – Макеты ЭБЗ (из вспененного полистирола – слева, стальной – справа)

Произведена предварительная оценка трудоемкости выполнения работ с целью использования этих данных в технологии монтажа и при расчетах дозовых нагрузок на персонал, который будет выполнять монтаж ЭБЗ в условиях БСХ. После разработки технология монтажа ЭБЗ на практике была отработана при установке на емкостях 2А и 2Б

(рис. 5). В результате проведенных работ удалось снизить мощность дозы гамма-излучения на емкости 2А с 180 мкЗв/ч до 10,26 мкЗв/ч, а на емкости 2Б с 160 мкЗв/ч до 1,4 мкЗв/ч [7].

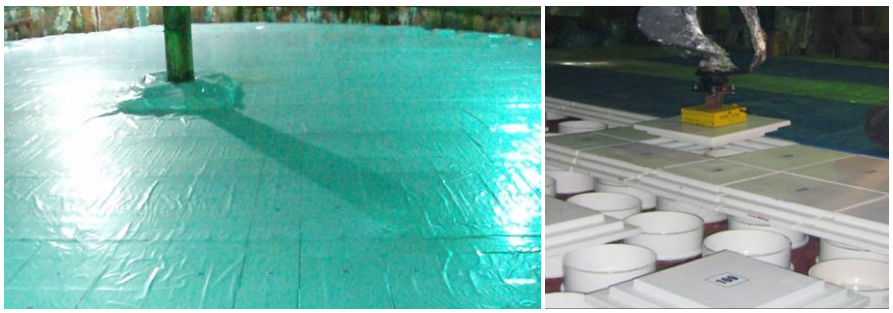


Рисунок 5 - Установка ЭБЗ на емкости БСХ

Установка ЭБЗ на емкость 3А осложнялась тем, что мощность дозы гамма-излучения на этой емкости была существенно больше, чем на емкостях 2А и 2Б. Это обстоятельство исключало присутствие персонала на емкости в процессе проведения работ по установке ЭБЗ. К тому же, над емкостью 3А находилось старое железобетонное перекрытие, которое необходимо было предварительно демонтировать.

Высота изолирующего укрытия емкости 3А не позволяла установить стандартное грузоподъемное оборудование для проведения демонтажных и монтажных работ. Поэтому при разработке технологии монтажа ЭБЗ в качестве основного оборудования было выбрано оборудование с дистанционным управлением: кран-манипулятор HIAB-700E-9 Hipro, установленный на рельсовую тележку (КМУ HIAB), и робототехническое устройство BROKK-90N с набором соответствующего навесного оборудования. Дистанционное управление оборудованием и навесными приспособлениями предусматривалось с использованием видеокамер. Для этой цели был спроектирован и изготовлен специализированный технологический комплекс (рис. 6). После проведения испытаний дистанционно управляемого оборудования по отработке операций демонтажа железобетонных конструкций и монтажа ЭБЗ на стенде-имитаторе, созданном для этой цели, данная технология была успешно реализована на емкости 3А при участии ФГБУ «НИЦ «Курчатовский институт» и СЗЦ «СевРАО».

В результате мощность дозы гамма-излучения над емкостью 3А удалось снизить с 3 200 мкЗв/ч (на поверхности старого железобетонного перекрытия) и 42 000 мкЗв/ч (под старым железобетонным перекрытием) до – 7,44 мкЗв/ч [8]. Это позволило приступить к строительству здания-укрытия БСХ при минимальных дозовых нагрузках.

Рисунок 6 – Технологический комплекс для монтажа ЭБЗ на емкости 3А БСХ

Комплексное проектирование инфраструктуры обеспечения реабилитационных работ в ПВХ ОЯТ и РАО Отделения Губа Андреева при эффективном взаимодействии проектных, строительных и эксплуатирующих организаций позволили успешно выполнить работы по созданию комплексов по обращению с ОЯТ и РАО и приступить к реабилитации радиационно опасного объекта в соответствии с программой, утвержденной ГК «Росатом».

## ЛИТЕРАТУРА

1. Отчет. Определение основных источников излучения при проведении работ в хранилищах ОЯТ (БСХ): 16.1193 От. – М.: ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля, 2003.

2. Куликов К.Н. Опыт использования метода модульного строительства при создании санпропускников на территории ПВХ ОЯТ и РАО в губе Андреева / К.Н. Куликов. И.И. Кабанов, Ю.С. Журавлев, А.С. Колесников // Вопросы утилизации АПЛ. М., 2007. –№ 3 (14). – С.38–43.

3. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10: утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26.04. 2010 г. № 40. М.: Минздрав России, 2010.

4. Нормализация радиационной обстановки и подготовка к выгрузке ОЯТ из емкостей БСХ ПВХ ОЯТ в губе Андреева. Отчет об опытно-конструкторской работе. Горизонтальная биологическая защита для БСХ-2А, 2Б и 3А. Проектирование, изготовление и макетное испытание. ЯНМИ.0435.00.003. Северодвинск: ОАО «НИПТБ «Онега», 2008.

5. Пат. 2446491 Российская Федерация, МПК G21F 3/04 (2006.01). Сборная биологическая защита ядерно- и (или) радиационно опасного объекта / Куликов К. Н.,

Журавлев Ю. С., Зайченко Н. И. , Кузнецов И. Н., Иванов А. Б., Лесохин Б. М. ; заявитель и патентообладатель ОАО «НИПТБ «Онега». – № 2010129645/07 ; заявл. 15.07.2010 ; опубл. 27.03.2012, Бюл. № 9.

6. Пат. 2467418 Российская Федерация, МПК G21F 7/00 (2006.01). Способ установки экрана биологической защиты / Иванов А. Б., Кузнецов Н. И., Куликов К. Н.; заявитель и патентообладатель ОАО «НИПТБ «Онега». – № 2011115012/07 ; заявл. 15.04.2011 ; опубл. 20.11.2012, Бюл. № 32.

7. Отчет. Проведение работ по монтажу горизонтальной защиты на емкостях 2А и 2Б блока сухого хранения ОЯТ Филиала № 1 ФГУП «СевРАО – Заозерск, Филиал № 1 ФГУП «СевРАО», 2009.

8. Отчет. Ход выполнения работ по нормализации радиационной обстановки на ёмкости БСХ 3А: М.: ФГУ РНЦ «Курчатовский институт», 2012.

# КОРРЕЛЯЦИЯ НАРАБОТАННОЙ АКТИВНОСТИ $^{99}$МО И ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ПЕРСОНАЛ

Фомичев В.В.

*АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»*

АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» является одним из передовых предприятий Российской Федерации, обладающее уникальными технологиями в производстве РФП и осуществляющее промышленные поставки отечественным и зарубежным потребителям радионуклидов медицинского назначения, радиофармпрепаратов. Наработка изотопной продукции в АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» осуществляется с помощью ядерного реактора ВВР-ц.

Радиационная безопасность персонала, населения и окружающей природной среды считается обеспеченной, если обеспечивается достижение основных принципов радиационной безопасности (обоснование, оптимизация, нормирование), а также выполнение требований радиационной защиты, установленные Федеральными законами РФ, действующими нормами радиационной безопасности и санитарными правилами. Неотъемлемой частью производства радиофармпрепаратов является радиационный контроль персонала, участвующего в наработке изотопной продукции с целью предотвращения облучения персонала.

Цель работы: оценка набранных эффективных доз облучения персонала участка производства молибдена АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» в период с 01.01.2020 по 31.12.2020 при наработке изотопной продукции на основе $^{99}$Мо а также корреляция наработанной активности и дозовых нагрузок на персонал при данной наработки, что является особенно актуально при приближении индивидуальной эффективной дозы облучения персонала к КУ.

В результате анализа и оценки полученных данных были разработаны компенсирующие мероприятия с целью уменьшения и выравнивая дозовой нагрузки на персонал, а также рассмотрены возможные пути увеличения наработки $^{99}$Мо с учетом требований к радиационной безопасности и защиты.

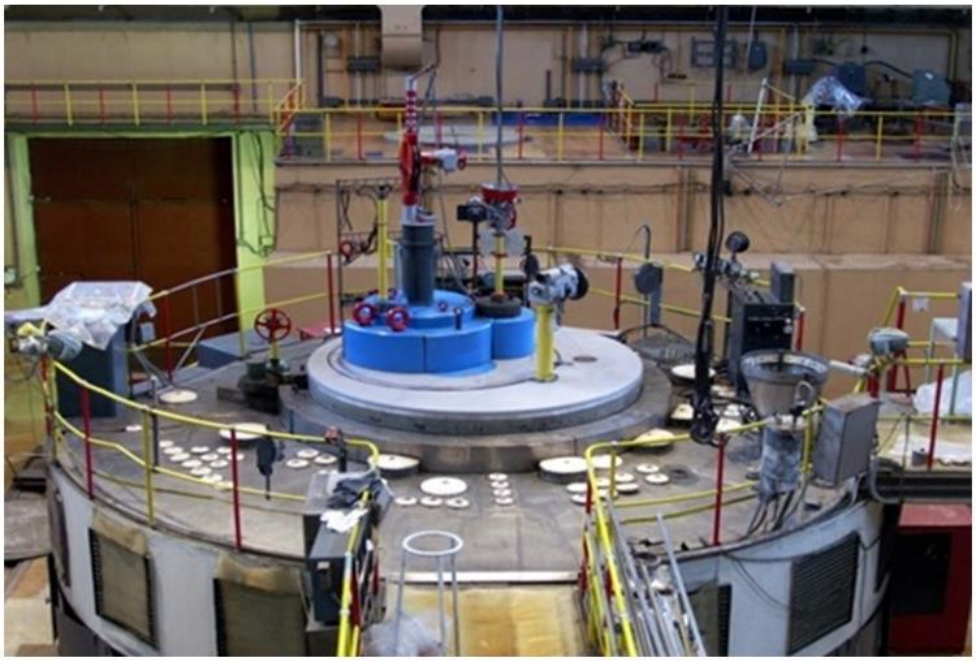
## РФП и способы их получения

НИФХИ РОСАТОМ

- **Радиофармацевтические препараты (РФП)** — диагностические или лечебные средства, содержащие радиоактивные нуклиды

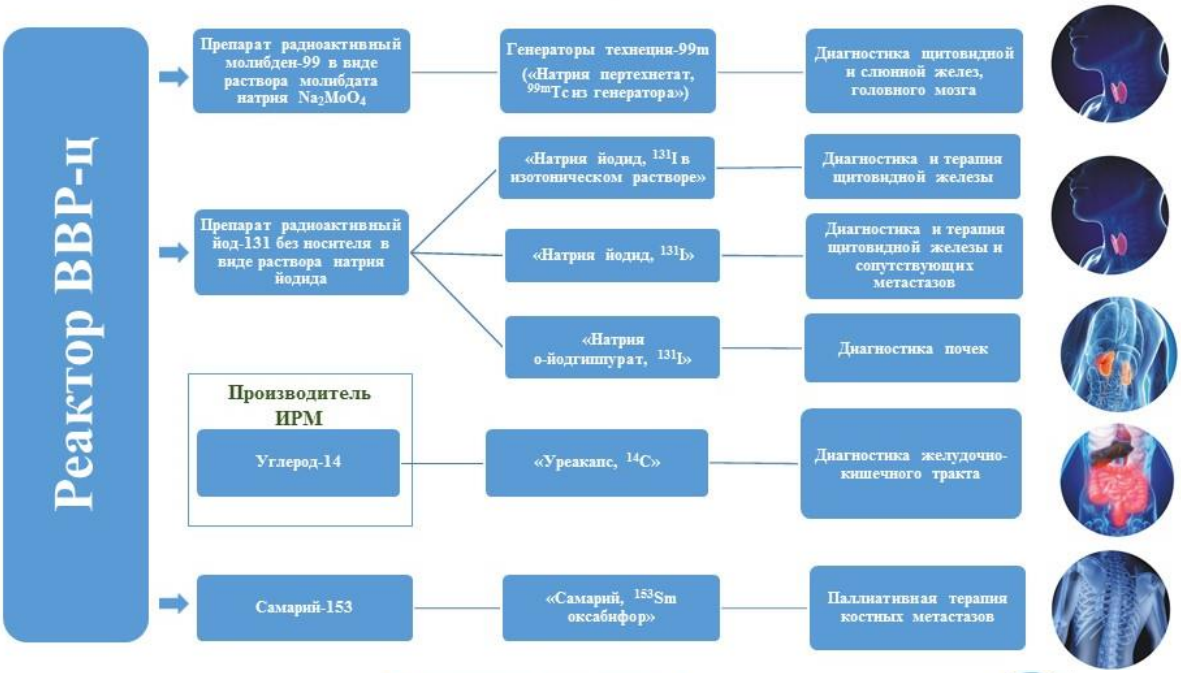
## Описание объекта

НИФХИ РОСАТОМ



## Описание и перечень технологических процессов, приводящих к образованию РВ в выбросах

НИФХИ РОСАТОМ




## Горячие камеры

НИФХИ РОСАТОМ

## Допускной режим. Контрольные уровни

НИФХИ РОСАТОМ

Эффективная доза облучения персонала группы А **– 15 мЗв в год**

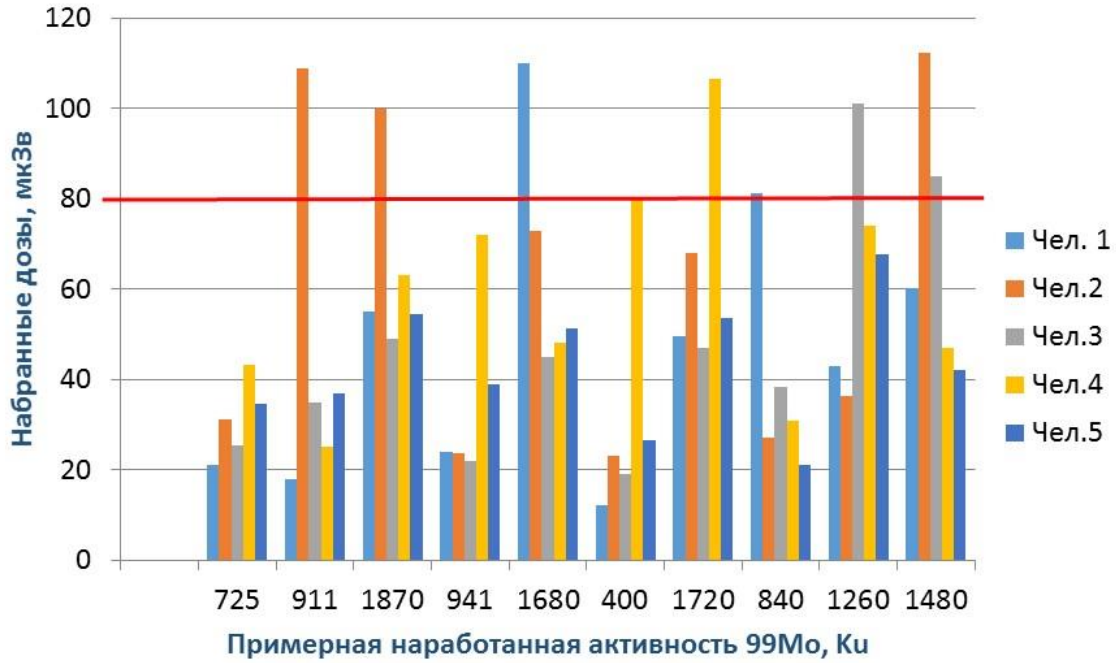
Желаемый уровень эффективной дозы облучения **– 80 мкЗв за смену**

## Оценка набранных эффективных доз облучения персонала, участвующих в наработке $^{99}$Mo

НИФХИ РОСАТОМ

| № | Произведено $^{99}$Mo , Ku | Набранные дозы персонала, мкЗв | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | Чел. 1 | Чел. 2 | Чел. 3 | Чел. 4 | Чел. 5 | Средняя доза |
| 1 | до 725 (3 мишени) | 21,0 | 31,1 | 25,3 | 43,1 | 34,6 | 31,02 |
| 2 | до 911 (4 мишени) | 18,0 | 109,0 | 35,0 | 25,0 | 37,0 | 44,8 |
| 3 | до 1870 (8 мишеней) | 55,0 | 100,0 | 49,0 | 63,0 | 54,4 | 64,28 |
| 4 | до 941 (4 мишени) | 24,0 | 23,5 | 22,0 | 72,0 | 39,0 | 36,1 |
| 5 | до 1680 (8 мишеней) | 110,0 | 73,0 | 45,0 | 48,0 | 51,3 | 65,46 |
| 6 | до 400 (2 мишени) | 12,0 | 23,0 | 19,0 | 80,0 | 26,6 | 32,12 |
| 7 | до 1720 (8 мишеней) | 49,5 | 68,0 | 47,0 | 106,5 | 53,5 | 64,9 |
| 8 | до 840 (4 мишени) | 81,2 | 27,1 | 38,4 | 30,9 | 21,0 | 71,24 |
| 9 | до 1260 (5 мишеней) | 43,0 | 36,3 | 101,1 | 74,1 | 67,6 | 64,42 |
| 10 | до 1480 (6 мишеней) | 60,1 | 112,4 | 84,9 | 47,0 | 42,2 | 69,32 |

## Зависимость набранных эффективных доз персонала при производстве $^{99}$Mo




## Анализ оценки набранных эффективных доз облучения персонала

Максимальная набранная доза – 112,4 мкЗв, желаемый уровень – 80 мкЗв. Средняя набранная доза – 71,24 мкЗв.

Выводы:

- Персонал при проведении работ по наработке $^{99}$Mo находится в повышенном уровне гамма-излучения.
- При проведении работ по наработке $^{99}$Mo наибольшую дозу получает персонал, работающий на манипуляторах.
- Необходимо во время выполнения переработки мишеней в дозиметрическом допуске указывать время работ для каждого участника, с целью выравнивания дозовой нагрузки среди персонала, участвующего в данных работах, и обеспечения не превышения годового КУ.
- Для перехода на новые направления переработки мишеней необходимо провести обоснование радиационной безопасности в процессе производства осколочного $^{99}$Mo.

## Перспективные направления

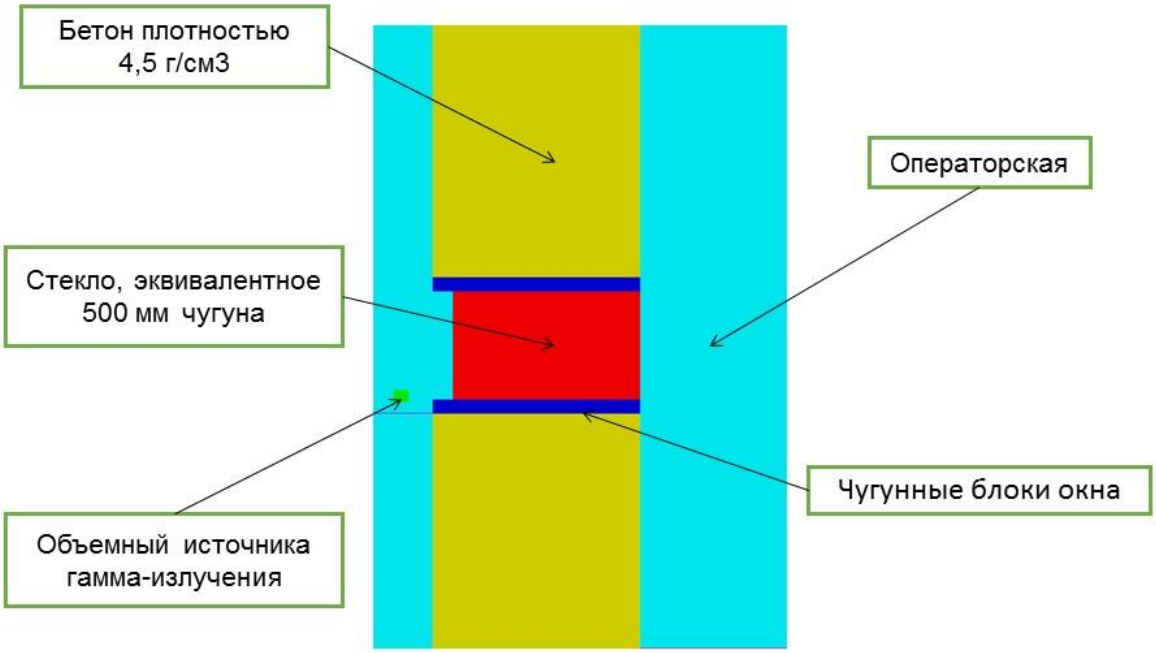
Мишени после облучения в реакторе выдерживаются и далее перемещаются на переработку. Выдержка является одним из важных этапов определяющих эффективность производства. На данный момент стандартная переработка включает в себя 8 мишеней и выдержку их в 20 ч.

Возможные пути увеличения наработки $^{99}$Mo:

- уменьшение выдержки до 10 ч;
- увеличение количества мишеней при стандартной выдержки в 20 ч.

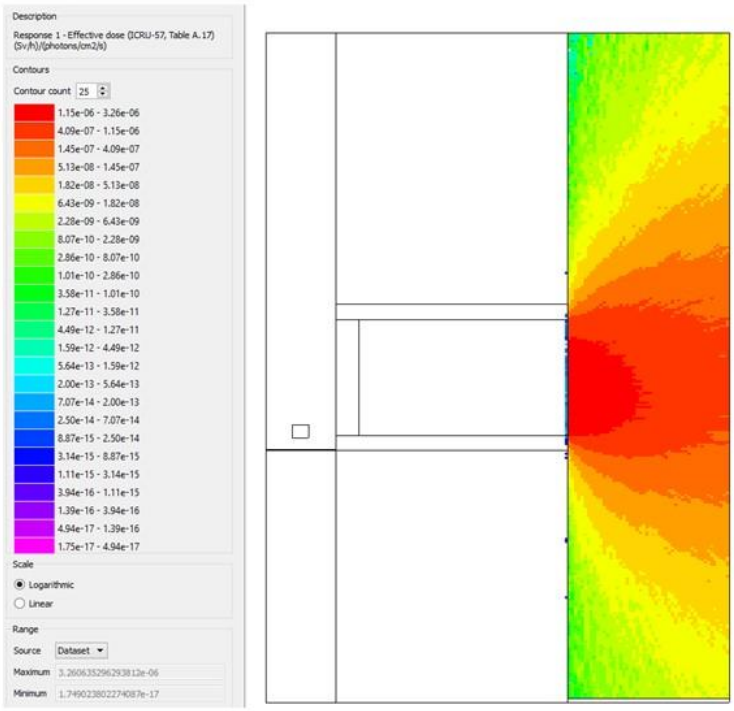
С целью обоснования радиационной безопасности при переходе на данные направления была выполнена расчетная работа «Расчет и обоснование биологической защиты типовой «горячей» камеры (из цепочки блока «горячих» камер (ГК-1 – ГК-9) операторской здания №1 АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова») в процессе производства осколочного молибдена-99» (ИАТЭ НИЯУ МИФИ).

## Расчетные значения мощности эффективной дозы при наработке



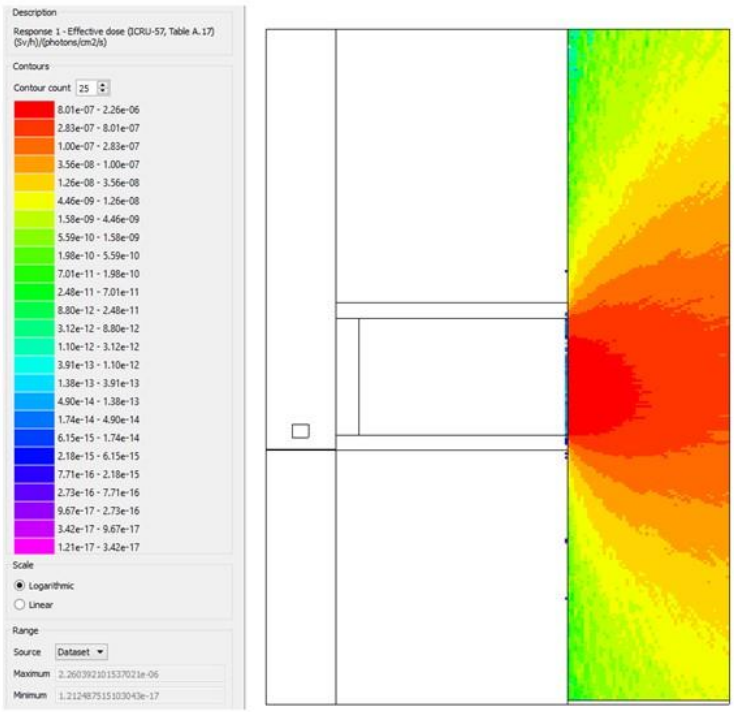
## Расчетные значения мощности эффективной дозы для случая выдержки 10 часов при одновременной переработке 8 мишеней

НИФХИ РОСАТОМ



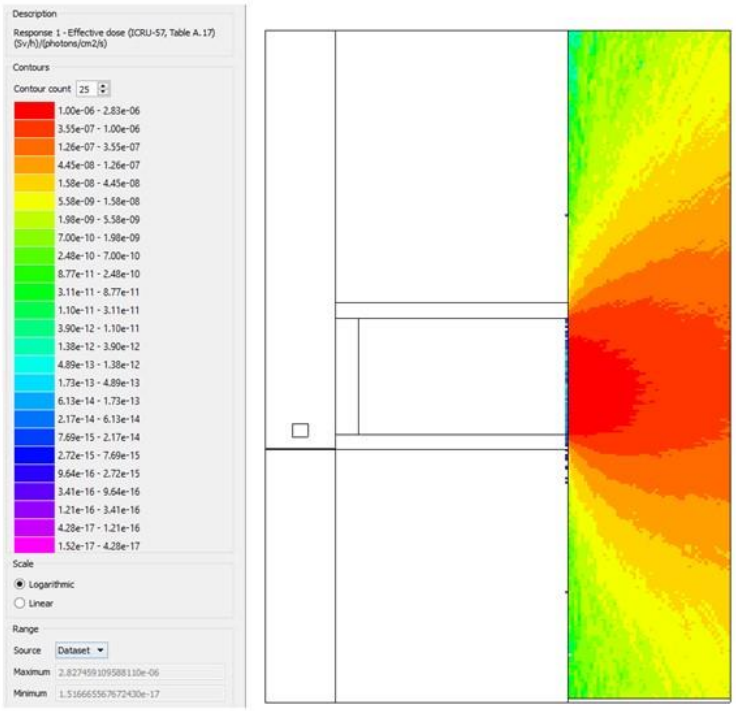

## Расчетные значения мощности эффективной дозы для случая выдержки 20 часов при одновременной переработке 8 мишеней

НИФХИ РОСАТОМ



## Расчетные значения мощности эффективной дозы для случая выдержки 20 часов при одновременной переработке 10 мишеней

НИФХИ РОСАТОМ




## Сравнение экспериментальных и расчетных мощностей доз

НИФХИ РОСАТОМ

Экспериментальные данные

| № | Произведено $^{99}$Mo, Ku | Максимальная мощность дозы, мкЗв/ч |
|---|---|---|
| 1 | До 1680 Ku, стандартная переработка (8 мишеней) | 5,38 |
| 2 | До 1720 Ku, стандартная переработка (8 мишеней) | 5,41 |
| 3 | До 1870 Ku, стандартная переработка (8 мишеней) | 5,36 |

Наибольшие расчетные мощности эффективной дозы во всех рассмотренных случаях формируются перед смотровым окном и составляют:

- для 8 мишеней 10 часов – 3,26 мкЗв/ч;
- для 8 мишеней 20 часов – 2,26 мкЗв/ч;
- для 10 мишеней 20 часов – 2,83 мкЗв/ч.

# Результаты мероприятий по улучшению радиационной безопасности при проведению переработки $^{99}$Mo

Экспериментальные данные

| № | Произведено $^{99}$Mo, Ku | Максимальная мощность дозы, мкЗв/ч |
|---|---|---|
| 1 | до 1760 (8 мишеней) | 3,88 |
| 2 | до 1840 (8 мишеней) | 3,92 |

| № | Произведено $^{99}$Mo, Ku | Набранные дозы персонала, мкЗв | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | Чел. 1 | Чел. 2 | Чел. 3 | Чел. 4 | Чел. 5 | Средняя доза |
| 1 | до 1760 (8 мишеней) | 38,7 | 32,1 | 35,4 | 35,3 | 38,1 | 35,92 |
| 2 | до 1840 (8 мишеней) | 35,6 | 34,6 | 39,5 | 32,9 | 37,7 | 36,06 |

# Выводы

- Биологическая защита типовой горячей камеры (из цепочки блока горячих камер (ГК-1 – ГК-9) операторской здания №1 АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова») обеспечивает достаточное ослабление гамма излучения при переработке 8 мишеней при их выдержке как 10 часов, так и 20 часов, а также при переработке 10 мишеней с выдержкой 20 часов.
- Расчетные значения мощности доз сходятся с фактическими замерами при стандартных переработках и их можно использовать для оценки ожидаемых дозовых нагрузок на персонал, как при стандартных переработках, так и в будущем при переходе на новые направления.
- При переработке рассмотренных вариантов количества мишеней и длительности их выдержки требования радиационной безопасности обеспечиваются с запасом.

# АНАЛИЗ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ДОЗ РАБОТНИКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ АО "КОНЦЕРН РОСЭНЕРГОАТОМ" С ПОМОЩЬЮ ИНФОРМАЦИОННО-СТАТИСТИЧЕСКОГО ПОДХОДА. ЧАСТЬ 2

Брагин Ю.Н.

*ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России*

Работа продолжает исследования [1] по классификации распределений логарифмов индивидуальных доз работников атомных электростанций (АЭС) на основе статистических и информационных характеристик распределений, соответственно, контрэксцесса (Q) и энтропийного коэффициента (K), и их представления в виде QK-диаграммы.

Целью исследований является классификация распределений индивидуальных доз внешнего облучения персонала на основе контрэксцесса и энтропийного коэффициента для оценки эффективности деятельности служб радиационной безопасности предприятий, содержащих радиационно опасные объекты.

С использованием данных Единой системы контроля индивидуальных доз (ЕСКИД) для персонала некоторых АЭС, входящих в АО «Концерн Росэнергоатом» и эксплуатирующих разные типы реакторов (ВВЭР, РБМК, БН), проведен сравнительный анализ существующих распределений годовых индивидуальных доз внешнего облучения работников в 2011-2018гг. при нормальном функционировании АЭС для тех профессий, персонал которых получал максимальные годовые коллективные дозы излучения.

Получены отображающие точки распределений индивидуальной дозы на QK-диаграмме как для всего персонала отдельных АЭС, эксплуатирующих реакторы различного типа, так и для выборок по наиболее радиационно опасным профессиям персонала. Гибридное логнормальное распределение, которое широко используется в области радиационной безопасности для аппроксимации реальных распределений дозы, не может удовлетворительно описать целый ряд распределений доз облучения персонала.

Положение точки, представляющей индивидуальные дозы некоторой группы работников на QK-диаграмме, отражает степень контроля процесса накопления доз этой группой. Отображающая точка логнормального распределения, имеющая координаты (Q = 0,577; K = 2,066) на QK-диаграмме, соответствует отсутствию контроля накопления дозы. Чем дальше изображающая точка анализируемого распределения логарифма

индивидуальной дозы отстоит от точки (0,577; 2,066) на QK-диаграмме, тем в большей степени контролировался процесс накопления индивидуальной дозы. Таким образом, QK-диаграммы можно использовать для построения функции управления процессом накопления индивидуальной дозы.

ФМБА России
Федеральное медико-биологическое агентство

State Research Center
Burnasyan Federal
Medical Biophysical
Center of Federal Medical
Biological Agency

## 1. Введение

Для оценки состояния радиационной безопасности (РБ) на предприятии необходимо анализировать распределения индивидуальных доз персонала, полученных за определенный период времени. Управление процессом накопления индивидуальных доз действует как механизм обратной связи, особенно когда индивидуальные дозы приближаются к годовому пределу дозы или к некоторой его части за более короткий период времени. В данной работе метод информационно-статистического анализа дозовых распределений, представленный ранее [1], используется для топографической классификации индивидуальных доз персонала АЭС, входящих в АО «Концерн Росэнергоатом» и эксплуатирующих реакторы типов ВВЭР, РБМК и БН, с последующим применением в целях управления облучением персонала.

Принятая МКРЗ для анализа дозовых распределений **логнормальная (ЛН) модель** предполагает **только фиксацию** полученных индивидуальных доз **при отсутствии управления** процессом их накопления.

В условиях ограничения воздействия излучения необходимо использовать **модели, учитывающие наличие механизма обратной связи**, которые отличаются от логнормальной модели: **гибридное логнормальное (ГЛН) распределение** или **распределение Вейбулла**.

[1] - Bragin Yu, Chizhov K, Tsovianov A, Sneve M K, Shandala N, Siegien-Iwaniuk K, Smith G M, Tesnov I, Krasnoschekov A, Kosnikov A, Ksenofontov A, Kryanev A, Kryuchkov V. Topographical classification of dose distributions: implications for control for worker exposure. J. Radiol. Prot. 40 (2020) 410–430

Плотность вероятности **ГЛН-распределения [2]**:

$$f(x) = (2\pi\sigma^2)^{-1/2} \bullet \exp\{-[(\ln(\rho x) + \rho x - \mu)/(2\sigma)]^2\} \bullet (\rho + 1/x), \quad (1)$$

где $\mu$ и $\sigma$ — среднее значение и стандартное отклонение для случайной величины $\ln(\rho x)+\rho x$, распределенной по нормальному закону. Параметр $\rho$ есть мера степени контроля, осуществляемого для того, чтобы избежать достижения или превышения какого-либо установленного уровня облучения.

Плотность вероятности **распределения Вейбулла [3]**:

$$f(x) = (c/\alpha) \bullet (x/\alpha)^{c-1} \bullet \exp[-(x/\alpha)^c], \quad (2)$$

где $\alpha$ — параметр формы распределения, c — параметр шкалирования. Положение изображающей точки на QK-диаграмме, log(D), не зависит от параметров этого распределения, если по закону Вейбулла распределена доза, а не логарифм дозы.

[2] - Kumazawa S, Numankunai T 1991 Why do we need Dose Distribution Models? *Radiation Protection Dosimetry* **36** 2-4 269–273.

[3] - UNSCEAR – United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation 1977 Sources and Effects of Ionizing Radiation. UNSCEAR 1977 Report (New-York: United Nations).

Численную оценку близости распределений, используемых при анализе индивидуальных доз, предложено проводить на основании двух показателей моделирующих распределений — **контрэксцесса *Q*** и **энтропийного коэффициента *K*** [4].

**Контрэксцесс *Q*** распределения определяется из соотношения: $Q = (\sigma^4/\mu_4)^{1/2}$ , (3)

где $\mu_4$ — четвертый центральный момент распределения, а $\sigma$ — стандартное отклонение распределения случайной величины *x*. *Q* может варьировать от 0 (распределение Коши) до 1 (дискретное двузначное распределение).

**Энтропийный коэффициент *K*** находится из соотношения: $K = \exp(H^*)/(2\sigma)$ , (4)

где $H^*$ — дифференциальная энтропия распределения, вычисляемая через дельта-энтропию $H(\delta)$ этого распределения, и шаг гистограммы $\delta$, отображающей исходные данные:

$$H^* = H(\delta) + \ln(\delta); \quad H(\delta) = \sum^{N}_{i=1} (p_i \bullet \log p_i) \qquad (5)$$

$p_i$ — частота попадания случайной величины *x* в интервал $(x_i, x_{i+1})$ шириной $\delta$ , *N* — число интервалов разбиения.

*K* изменяется от 0 (дискретное двузначное распределение) до 2,066 (нормальное распределение).

[4] Новицкий П.В., Зограф И.А. 1991 Оценки погрешностей результатов измерений, 2-е изд. - Л: Энергоатомиздат. Ленинградское отделение - 304 с.

Относительная погрешность определения контрэксцесса $\sigma(Q)/Q$ для выборки размера n [4]:

$$\sigma(Q)/Q = (Q^{-4} - 1)^{3/4}/(29n)^{1/2} \qquad (6)$$

Относительная погрешность определения энтропийного коэффициента:

$$\sigma(K)/K : б(K)/K = (K^2(Kn \bullet Q^{3/2})^{1/2})^{-1} \qquad (7)$$

Числовые оценки формы распределения - *Q* и *K* определяются с точностью (5-10)% при относительно малом объеме выборки экспериментальных данных (n ≥ 40) .

## 2. Материалы и методы

Первая часть исследований доложена ранее [5]. Первичные данные – значения индивидуальных доз персонала АЭС, входящих в АО «Концерн Росэнергоатом» и эксплуатирующих реакторы типа ВВЭР, РБМК и БН, были получены из Федерального банка данных индивидуальных доз облучения персонала организаций и населения на территориях, обслуживаемых ФМБА России **(ФБД ФМБА России)** [6], отображены для наглядности в виде гистограмм и описаны модельными вероятностными распределениями. Число интервалов разбиения анализируемых выборок выбиралось в соответствии с [4]:

$$m = n^{0.4} \qquad (8)$$

[5] Анализ распределений индивидуальных доз работников атомных станций АО «Концерн Росэнергоатом» с помощью информационно-статистического подхода. /Ю.Н. Брагин, А.Г. Сивенков, А.Г. Цовьянов, В.П. Крючков//Труды VIII съезда по радиационным исследованиям.-М., 2021. В печати.

[6] - Федеральный банк данных индивидуальных доз облучения персонала организаций и населения на территориях, обслуживаемых ФМБА России **(ФБД ФМБА России)**.

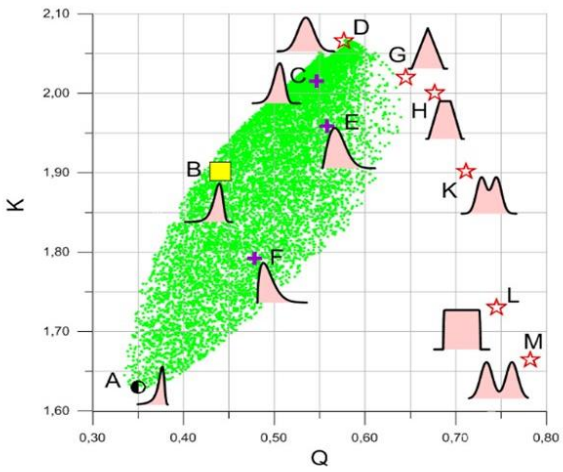



**Рисунок 1.** Топографическая классификация статистических распределений

Представление распределения в виде изображающей точки на плоскости с осями *Q-K* (на QK-диаграмме) позволяет видеть близость соответствующих экспериментальному распределению изображающих точек к определенной аналитической модели.

Подробная топографическая классификация законов распределения на плоскости *Q-K* для логарифма дозы показана на Рисунке 1.

ЛН-распределению доз с любыми параметрами соответствует **точка D**.

ФМБА России

Федеральное медико-биологическое агентство

State Research Center
Burnasyan Federal
Medical Biophysical
Center of Federal Medical
Biological Agency

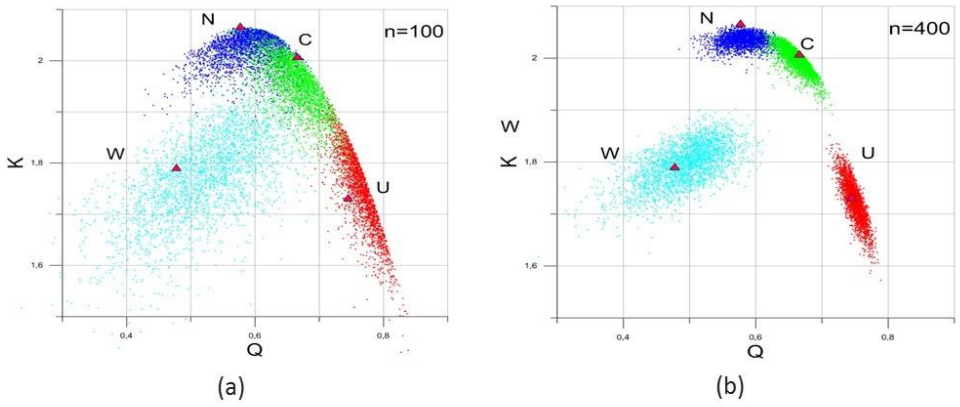



**Рисунок 2.** Диаграммы рассеяния в координатах Q-K для выборок размером 100 (a) и 400 (b) значений из 4-х распределений. Точки W, N, U, C, — предельные значения изображающих точек для распределений Вейбулла, Гаусса, равномерного и типа «шапо», соответственно, когда размер выборки - $10^5$ значений и вариации значений параметров *Q* и *K* визуально неразличимы.

## Оценка средней годовой индивидуальной поглощенной дозы внешнего облучения для персонала АЭС за 2011-2018 гг

| АЭС | Парам | 2011 | 2012 | 2013 | 2014 | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | $N_\Sigma$ | Ď |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Балаковская (ВВЭР) | $N_i$ | 1778 | 940 | 734 | 620 | 591 | 537 | 673 | 660 | **6533** | |
| | $D_i$, мЗв | 1,25 | 0,95 | 0,86 | 2,03 | 1,83 | 1,25 | 1,64 | 1,87 | | **1,391** |
| | $w_i$ | 0,272 | 0,144 | 0,112 | 0,095 | 0,090 | 0,082 | 0,103 | 0,101 | - | |
| Смоленская (РБМК) | $N_i$ | 1005 | 1529 | 3012 | 2765 | 2700 | 2544 | 2388 | 2317 | **18260** | |
| | $D_i$, мЗв | 3,02 | 2,35 | 2,25 | 2,44 | 2,41 | 2,44 | 2,35 | 1,97 | | **2,357** |
| | $w_i$ | 0,055 | 0,084 | 0,165 | 0,151 | 0,148 | 0,139 | 0,131 | 0,127 | | |
| Белоярская (БН) | $N_i$ | 872 | 966 | 1041 | 1030 | 885 | 1417 | 1272 | 1259 | **8742** | |
| | $D_i$, мЗв | 0,91 | 0,54 | 0,46 | 0,58 | 0,70 | 0,86 | 1,04 | 0,98 | | **0,777** |
| | $w_i$ | 0,100 | 0,111 | 0,119 | 0,118 | 0,101 | 0,162 | 0,146 | 0,144 | | |

**Таблица 1.** Оценка средней годовой поглощенной дозы внешнего облучения для персонала АЭС АО «Концерн «Росэнергоатом», эксплуатирующих реакторы ВВЭР, РБМК и БН, за 2011-2018 гг.

## Группировка персонала по профессиям

Используя коды из классификатора профессий, сформированы следующие профессиональные группы:

**Профессия 1+** – слесари-ремонтники (АЭС),

**Профессия 2** – дезактиваторщики,

**Профессия 3+** – инженеры,

**Профессия 5** – операторы спецводоочистки,

**Профессия 6** – операторы реакторного отделения,

**Профессия 8+** – дозиметристы,

**Профессия 10 #** – дефектоскописты,

**Профессия 12#** – сварщики-газорезчики,

**Профессия 16+** – мастера,

**Профессия 19+** – электрослесари/электромонтажники,

**Профессия 24 -** переработчики радиоактивных отходов,

**Профессия 25 -** изолировщики на термоизоляции.

ФМБА России
Федеральное медико-биологическое агентство

State Research Center
Burnasyan Federal
Medical Biophysical
Center of Federal Medical
Biological Agency

| | Балаковская АЭС (ВВЭР) | | | | | Смоленская АЭС (РБМК) | | | | | Белоярская АЭС (БН) | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Группа\год | 2011 | 2014 | 2015 | 2017 | 2018 | 2011 | 2014 | 2015 | 2017 | 2018 | 2011 | 2014 | 2015 | 2017 | 2018 |
| Все; $N/D_{ср}$, | 1778/1,25 | 620/2,03 | 591/1,83 | 673/1,64 | 660/1,87 | 1005/3,02 | 2765/2,44 | 2700/2,41 | 2388/2,35 | 2317/1,97 | 872/0,91 | 1030/0,58 | 885/0,70 | 1272/1,04 | 1259/0,98 |
| $КД_\Sigma$ /% | 2,223/100 | 1,259/100 | 1,082/100 | 1,104/100 | 1,234/100 | 3,035/100 | 6,747/100 | 6,507/100 | 5,612/100 | 4,564/100 | 0,794/100 | 0,597/100 | 0,620/100 | 1,323/100 | 1,234/100 |
| 1+; $n_1/D^1_{ср}$, | 339/ 3,27 | 111/ 4,52 | 103/ 4,09 | 78/ 5,16 | 81/ 6,52 | 84/ 3,31 | 196/ 7,56 | 171/7,98 | 125/ 7,42 | 129/ 8,21 | 120/ 2,57 | 149/ 1,05 | 133/ 0,80 | 182/ 1,95 | 197/ 1,43 |
| $КД_1$ /% | 1,109/49,9 | 0,502/39,9 | 0,421/39,0 | 0,402/36,5 | 0,528/42,8 | 0,278/9,16 | 1,482/22,0 | 1,365/21,0 | 0,928/16,5 | 1,059/23,2 | 0,308/38,9 | 0,156/26,2 | 0,106/17,2 | 0,355/26,8 | 0,282/22,8 |
| 2; $n_2/D^2_{ср}$, | 53/ 1,47 | 51/ 3,07 | 46/ 2,67 | 44/ 2,62 | 42/ 2,11 | | | - | | | 42/ 0,47 | 50/ 0,42 | 35/ 1,29 | 52/ 0,46 | 50/ 0,58 |
| $КД_2$ /% | 0,078/3,51 | 0,157/12,4 | 0,123/11,4 | 0,115/10,4 | 0,089/7,18 | | | - | | | 0,020/ 2,5 | 0,021/3,52 | 0,010/ 1,64 | 0,024/1,81 | 0,029/2,35 |
| 3+; $n_3/D^3_{ср}$, | 195/ 0,57 | 57/ 1,92 | 62/ 1,23 | 107/ 0,89 | 108/ 1,04 | 146/ 1,49 | 671/ 1,39 | 671/1,47 | 644/1,59 | 632/1,13 | 103/ 0,39 | 112/ 0,37 | 87/ 0,67 | 118/ 1,08 | 121/ 1,32 |
| $КД_3$ /% | 0,111/5,00 | 0,109/8,70 | 0,076/7,05 | 0,095/8,63 | 0,112/9,10 | 0,218/7,17 | 0,933/13,8 | 0,986/15,2 | 1,024/18,2 | 0,714/15,6 | 0,040/ 5,06 | 0,041/6,94 | 0,058/9,41 | 0,127/9,63 | 0,160/12,9 |
| 4+; $n_4/D^4_{ср}$, | 23/ 0,97 | 24/ 1,62 | 22/ 2,12 | 23/ 1,34 | 24/ 2,60 | 44/ 2,50 | 121/ 7,23 | 126/6,38 | 130/4,34 | 143/3,95 | 23/ 1,49 | 23/ 1,22 | 23/ 1,06 | 31/ 0,73 | 29/ 1,96 |
| $КД_4$ /% | 0,022/1,00 | 0,039/3,09 | 0,047/4,31 | 0,041/3,70 | 0,062/5,06 | 0,110/3,62 | 0,875/13,0 | 0,804/12,4 | 0,572/10,2 | 0,566/12,4 | 0,034/ 4,32 | 0,031/5,11 | 0,024/3,94 | 0,023/1,71 | 0,057/4,61 |
| 5; $n_5/D^5_{ср}$, | 25/ 0,15 | | | 29/ 0,56 | 32/ 0,36 | 40/ 3,48 | 118/ 1,63 | 117/1,74 | 115/1,47 | 114/0,84 | 18/ 4,33 | 29/ 2,49 | 17/ 5,78 | 18/ 5,31 | 21/ 4,50 |
| $КД_5$ /% | 0,004/0,17 | | | 0,016/1,47 | 0,012/0,93 | 0,139/4,59 | 0,192/2,85 | 0,204/3,13 | 0,169/3,01 | 0,096/2,10 | 0,078/ 9,82 | 0,072/12,1 | 0,098/15,9 | 0,056/7,23 | 0,055/7,66 |
| 6; $n_6/D^6_{ср}$ | 56/ 0,50 | 54/ 0,78 | 46/ 1,05 | 52/ 1,03 | 48/ 0,92 | 53/ 3,24 | 161/ 2,90 | 154/3,44 | 141/2,80 | 146/2,06 | 53/ 0,64 | 47/ 0,73 | 47/ 1,07 | 56/ 1,35 | 65/ 1,46 |
| $КД_6$ /% | 0,028/1,26 | 0,042/3,35 | 0,048/4,47 | 0,054/4,85 | 0,044/3,58 | 0,172/5,66 | 0,467/6,92 | 0,530/8,14 | 0,395/7,04 | 0,301/6,59 | 0,034/ 4,30 | 0,034/5,74 | 0,050/8,12 | 0,076/5,71 | 0,095/7,70 |
| 16+; $n_{16}/D^{16}_{ср}$ | 86/ 0,90 | 42/ 2,23 | 40/ 2,31 | 32/ 2,66 | 30/ 3,16 | 56/ 3,92 | 145/ 2,84 | 130/2,73 | 102/2,88 | 97/2,77 | 82/ 0,38 | 84/ 0,28 | 76/ 0,44 | 67/ 0,91 | 56/ 0,73 |
| $КД_{16}$ /% | 0,077/3,48 | 0,094/7,44 | 0,092/8,54 | 0,085/7,71 | 0,095/7,68 | 0,220/7,23 | 0,412/6,10 | 0,355/5,45 | 0,294/5,23 | 0,269/5,89 | 0,031/3,93 | 0,024/3,94 | 0,033/5,40 | 0,061/4,61 | 0,041/3,31 |
| 19+; $n_{19}/D^{19}_{ср}$ | 188/ 0,59 | 86/ 1,27 | 81/ 1,05 | 79/ 1,01 | 67/ 1,05 | 86/ 3,03 | 262/ 1,65 | 259/1,34 | 216/1,64 | 215/1,08 | 137/ 0,47 | 152/ 0,44 | 135/ 0,52 | 185/ 0,83 | 177/ 0,70 |
| $КД_{19}$ /% | 0,111/5,00 | 0,109/8,68 | 0,085/7,86 | 0,080/7,23 | 0,070/5,70 | 0,261/8,59 | 0,432/6,41 | 0,347/5,33 | 0,354/6,31 | 0,232/5,09 | 0,064/8,11 | 0,067/11,2 | 0,070/11,3 | 0,154/11,6 | 0,124/10,0 |

**Таблица 2. -** Сравнение индивидуальных поглощенных доз (мЗв) и коллективных доз (чел-мЗв/%) внешнего облучения персонала АЭС, эксплуатирующих ВВЭР, РБМК и БН, в 2011 - 2018 гг.

## 3 Результаты

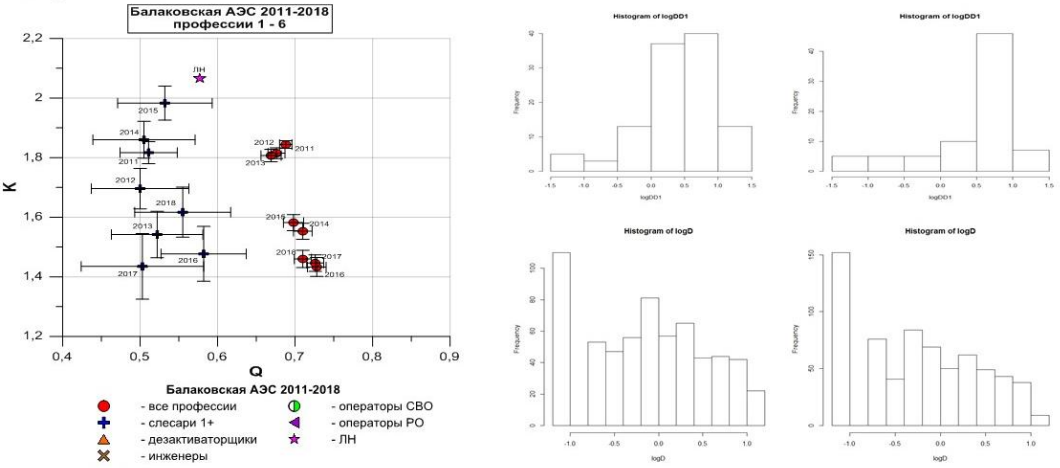



**Рисунок 3. Слева:** QK- диаграмма дозовых распределений для всего персонала и слесарей для Балаковской АЭС в 2011 – 2018 гг., **справа**: вверху - гистограммы для слесарей, внизу - гистограммы для всего персонала АЭС в 2014 и 2017 гг. соответственно.

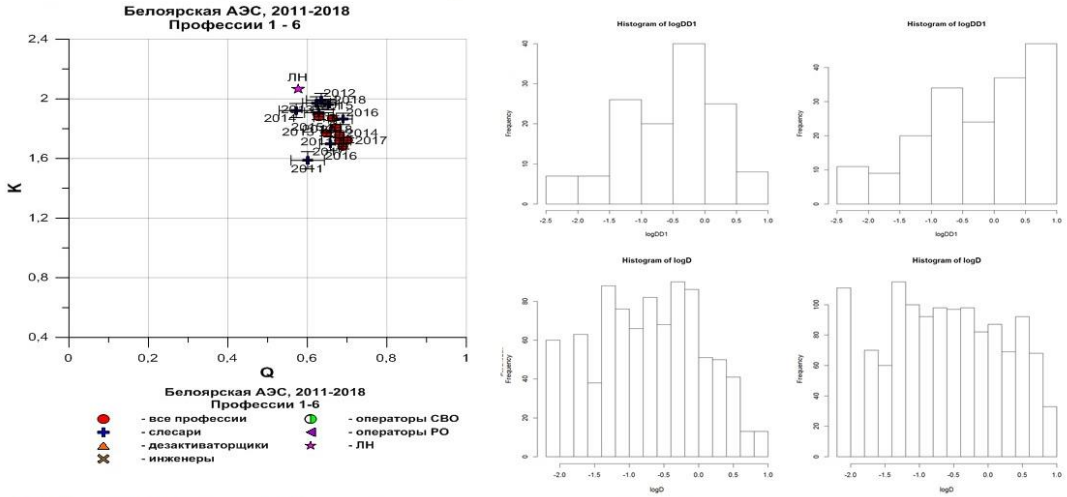



**Рисунок 4. Слева:** QK- диаграмма дозовых распределений для всего персонала и слесарей для Белоярской АЭС в 2011 – 2018 гг., **справа**: вверху - гистограммы для слесарей, внизу - гистограммы для всего персонала АЭС в 2015 и 2017 гг. соответственно.

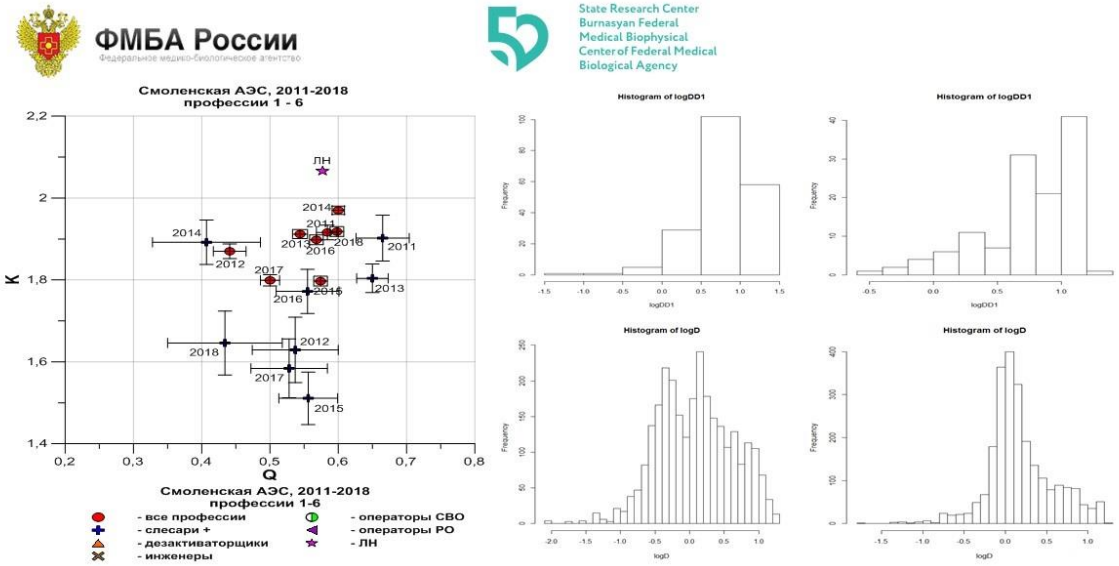



**Рисунок 5. Слева:** QK- диаграмма дозовых распределений для всего персонала и слесарей для Смоленской АЭС в 2011 – 2018 гг., **справа**: вверху - гистограммы для слесарей, внизу - гистограммы для всего персонала АЭС в 2014 и 2017 гг. соответственно.

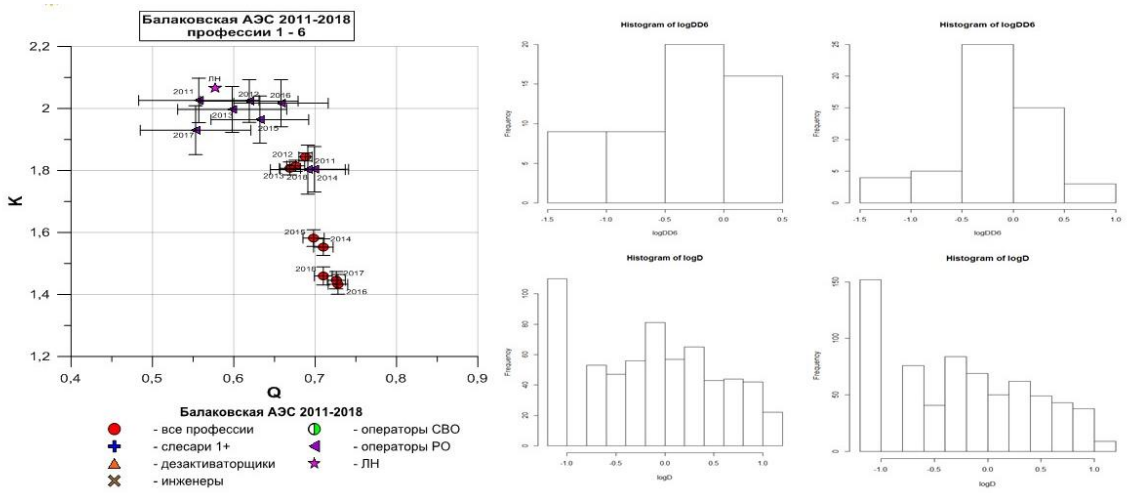



**Рисунок 6. Слева:** QK- диаграмма дозовых распределений для всего персонала и операторов реакторного отделения для Балаковской АЭС в 2011 – 2018 гг., **справа**: вверху - гистограммы для операторов реакторного отделения, внизу - гистограммы для всего персонала АЭС в 2014 и 2017 гг. соответственно.

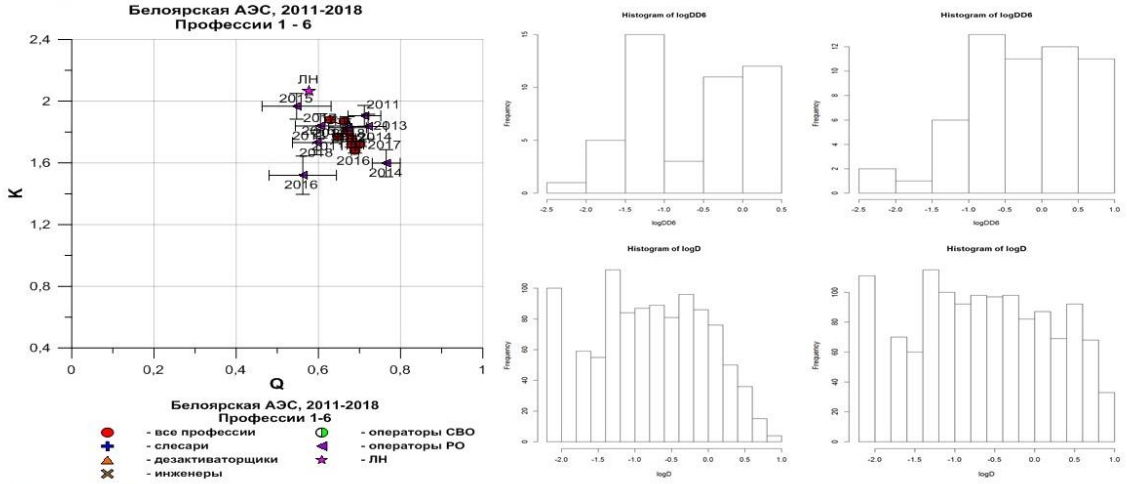



**Рисунок 7. Слева:** QK- диаграмма дозовых распределений для всего персонала и операторов реакторного отделения для Белоярской АЭС в 2011 – 2018 гг., **справа**: вверху - гистограммы для операторов реакторного отделения, внизу - гистограммы для всего персонала АЭС в 2014 и 2017 гг. соответственно.

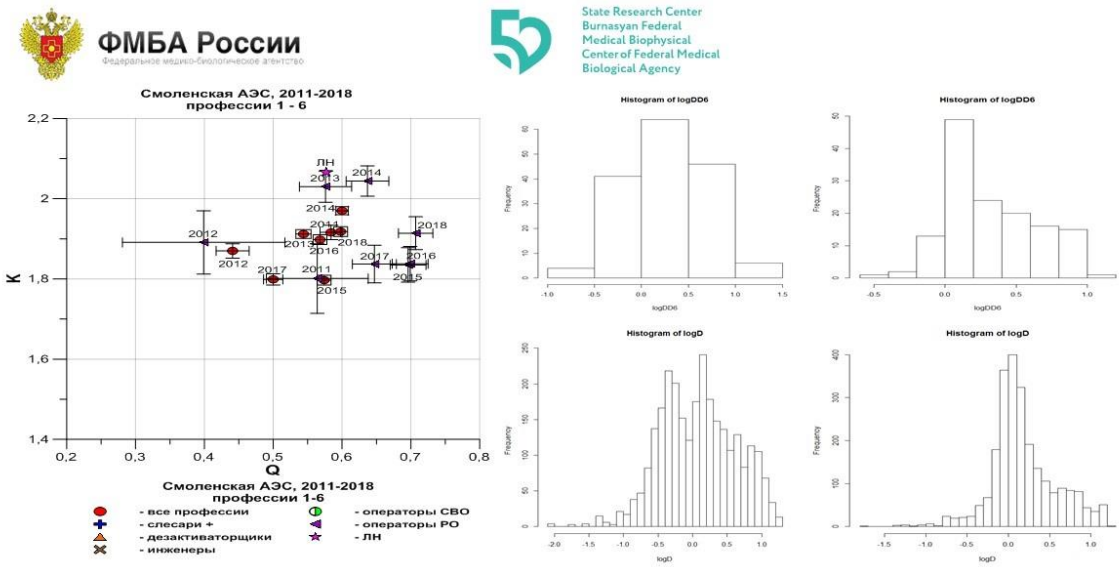



**Рисунок 8. Слева:** QK- диаграмма дозовых распределений для всего персонала и операторов реакторного отделения для Смоленской АЭС в 2011 – 2018 гг.; **справа**: вверху - гистограммы для операторов реакторного отделения, внизу - гистограммы для всего персонала АЭС в 2014 и 2017 гг. соответственно.

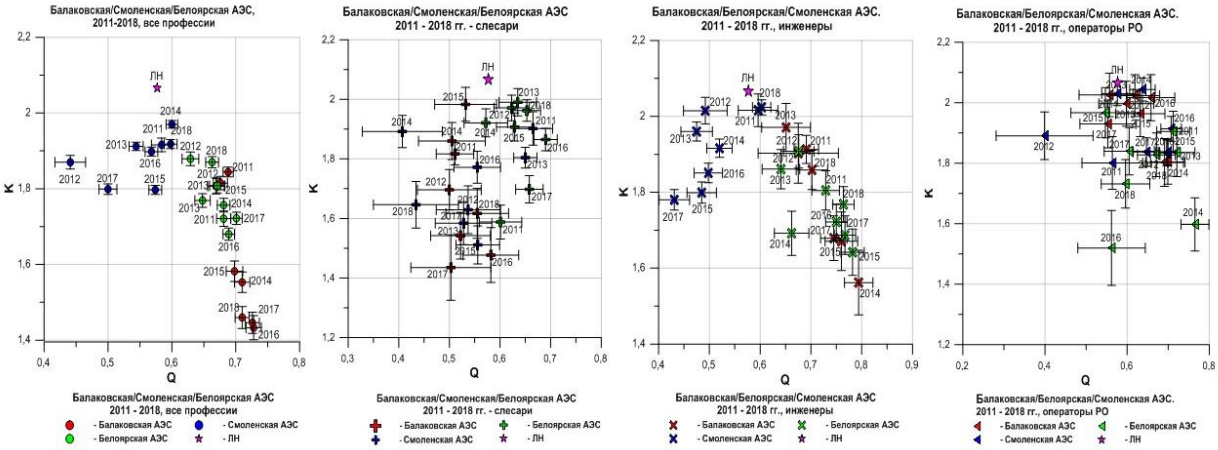



**Рисунок 9.** QK- диаграммы дозовых распределений для Балаковской, Белоярской и Смоленской АЭС в 2011 - 2018 гг. **Слева направо**: для всего персонала, для слесарей, для инженеров и для операторов реакторного отделения.

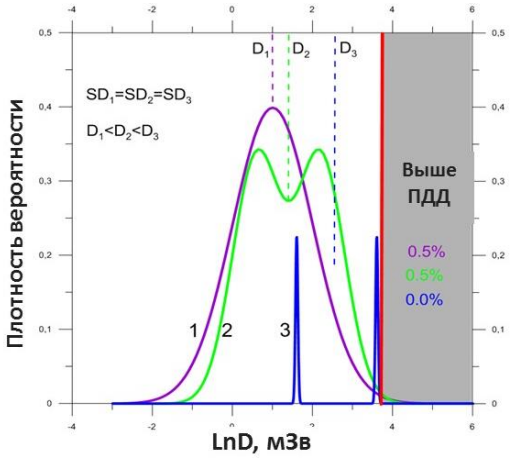



**Рисунок 7.** Плотности вероятности для нормального распределения (1), распределения типа «шапо» (2) и дискретного двузначного распределения (3). По оси абсцисс – натуральный логарифм дозы. Красная вертикальная черта – ПДД. Пунктирные линии – средние значения доз.

## 4. Выводы

1. QK-диаграмма логарифмов дозовых распределений является компактной формой представления информации о формах дозовых распределений.
2. Положение изображающей точки некоторого дозового распределения на QK-диаграмме отражает степень управления процессом накопления индивидуальных доз работников. Отсутствию управления процессом накопления индивидуальных доз (только регистрация дозовых нагрузок) на QK-диаграмме соответствует точка с координатами (0,577; 2,066). Чем дальше изображающая точка анализируемого распределения логарифмов индивидуальных доз некоторого контингента работников отклоняется от точки, соответствующей логнормальному распределению, тем больше вмешательство в процесс накопления индивидуальных доз.
3. При отсутствии информации о регламентах и решениях по РБ, принятых в течение рассматриваемого промежутка времени на АЭС, входящих в АО «Концерн Росэнергоатом», не представляется возможным связать дозовые профили отдельных профессий с управляющими решениями служб РБ этих объектов.
4. Рассматривались дозовые распределения при штатном режиме эксплуатации объектов, когда уровни облучения поддерживаются значительно ниже основных пределов дозы и трудно определить критерии эффективности деятельности служб РБ предприятий. Тем не менее, на наш взгляд, использованный подход к анализу распределений индивидуальных поглощенных доз персонала может быть применен при планировании и выполнении работ по локализации и ликвидации последствий радиационной аварии.

# РАСЧЕТ ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ДЕТЕКТОРА ДЛЯ ДОЗИМЕТРИИ ИМПУЛЬСНОГО НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ ИСТОЧНИКА СПЕКТРА ДЕЛЕНИЯ

Колодин Е.М. [1], Мартынюк Ю.Н. [2], Панин М.П.[1]

[1] *Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», 115409, г. Москва,*

[2]*ООО «Научно-производственное предприятие «Доза» 124498, г. Зеленоград*

*Введение*

Для обеспечения радиационной безопасности при работе с делящимися материалами проводится контроль нейтронного или гамма-излучений. Соответственно используются различные дозиметры, которые позволяют зафиксировать превышение полей излучения, что может свидетельствовать о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции деления (СЦР).

С целью обеспечения надежности систем детектирования необходимо предварительное проведение моделирующих расчетов чувствительности дозиметра, которые позволят выявить наиболее эффективные расположения дозиметров в пространстве относительно возможного источника и наиболее эффективную конфигурацию дозиметра при наличии их вариативности. Также моделирующие расчеты предоставляют возможность восстановить характеристики поля ионизирующего излучения по показаниям дозиметра, что возможно использовать для определения неизвестных характеристик источника СЦР, таких как его положение в пространстве и количество делений.

ДБН-А02Д является импульсным дозиметром нейтронного излучения, разработанным НПП "Доза". В текущей работе были проведены расчеты чувствительности данного дозиметра и показано влияние его конструкционных особенностей.

*Цели, инструменты и методы*

Целью настоящей работы является расчет чувствительности дозиметра ДБН-А02Д, а также выявление его конструкционных особенностей, которые оказывают на нее непосредственное влияние.

Для проведения вычислений использовался инструментарий Geant4 для моделирования методом Монте-Карло переноса излучения в конструкциях детектора и библиотека ядерных данных ENDF/B-VII.1. Применялось многопоточное вычисление на 5 ядрах персонального компьютера с 6-ядерным процессором AMD Ryzen 5 3600 тактовой частотой 3.6 ГГц. Для вычислений использовалось прямое аналоговое моделирование методом Монте-Карло, однако для расчета чувствительности также была апробирована технология расчета чувствительности дозиметра как билинейного функционала от потока и ценности.

*Дозиметр дбн-а02д*

Дозиметр ДБН-А02Д служит для измерения амбиентного эквивалента дозы (АЭД) и состоит из блока детектирования (Рисунок 1-а,б,в) и блока замедления (Рисунок 1-г,д,е). Блок замедления представляет собой полиэтиленовый шар с включенным в него кадмиевым сферическим экраном. Блок детектирования имеет цилиндрическую форму и вставляется в блок замедления с нижней стороны дозиметра. В верхней части блока детектирования, которая находится в центральной части сферического замедлителя, располагается чувствительная область с мишенью – серебряной пластиной. Показания дозиметра пропорциональны ее активности. Остальная часть блока детектирования является преимущественно полой и таким образом образует цилиндрическое окно в замедлителе. Чувствительная пластина обладает малыми размерами и объемом 0.512 мм$^3$, что затрудняет проведение прямых аналоговых расчетов ее активации.

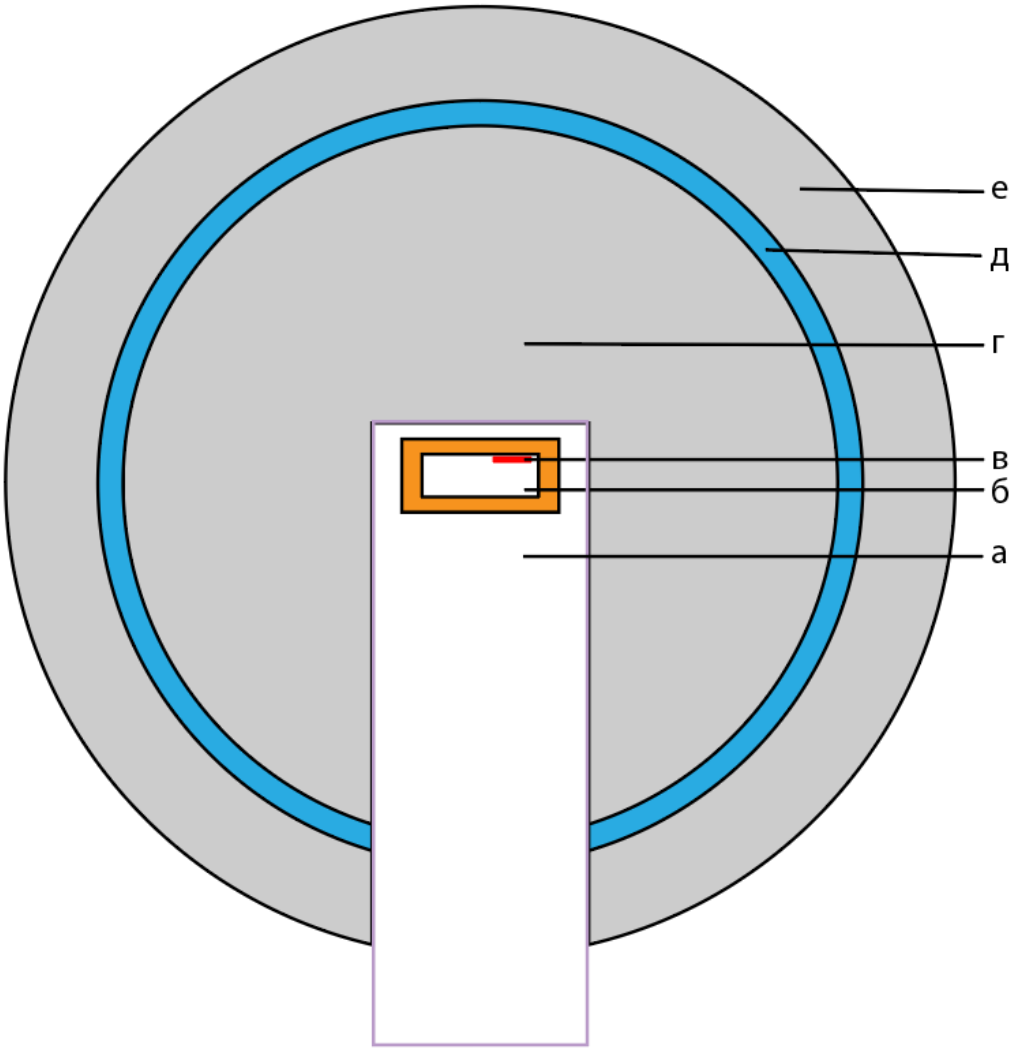



Рисунок 1 - Схематичное изображение дозиметра ДБН-А02Д, где а – блок детектирования, б - камера детектора, в – чувствительная мишень, г – внутренний замедлитель, д - кадмиевый экран, е – внешний замедлитель

*Расчеты чувствительности*

Так как дозиметр используется для регистрации нейтронов СЦР, при расчетах чувствительности был рассмотрен диапазон энергии налетающих нейтронов от 0.025 эВ до 14 МэВ, что соответствует заявленному диапазону работы дозиметра.

Были проведены расчеты чувствительности в виде числа активаций изотопов серебра $^{107}Ag$ и $^{109}Ag$ в серебряной пластине в зависимости от энергии налетающих нейтронов и направления облучения. Расчеты проводились для плоского круглого пучка с радиусом равным радиусу замедлителя дозиметра. На рисунках 2 и 3 представлены два графика чувствительности, первый нормирован на 1 налетающий нейтрон, а второй на 1 мкЗв АЭД падающего излучения.

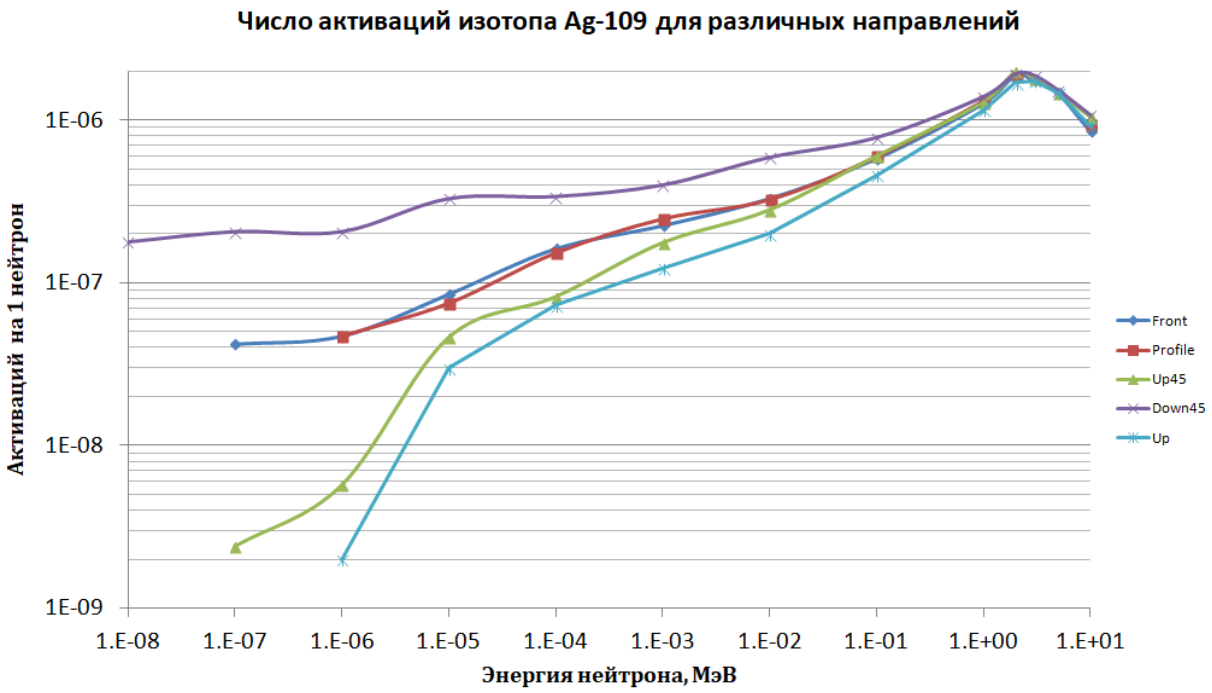



Рисунок 2 - График чувствительности дозиметра для различных направлений, нормированной на один нейтрон

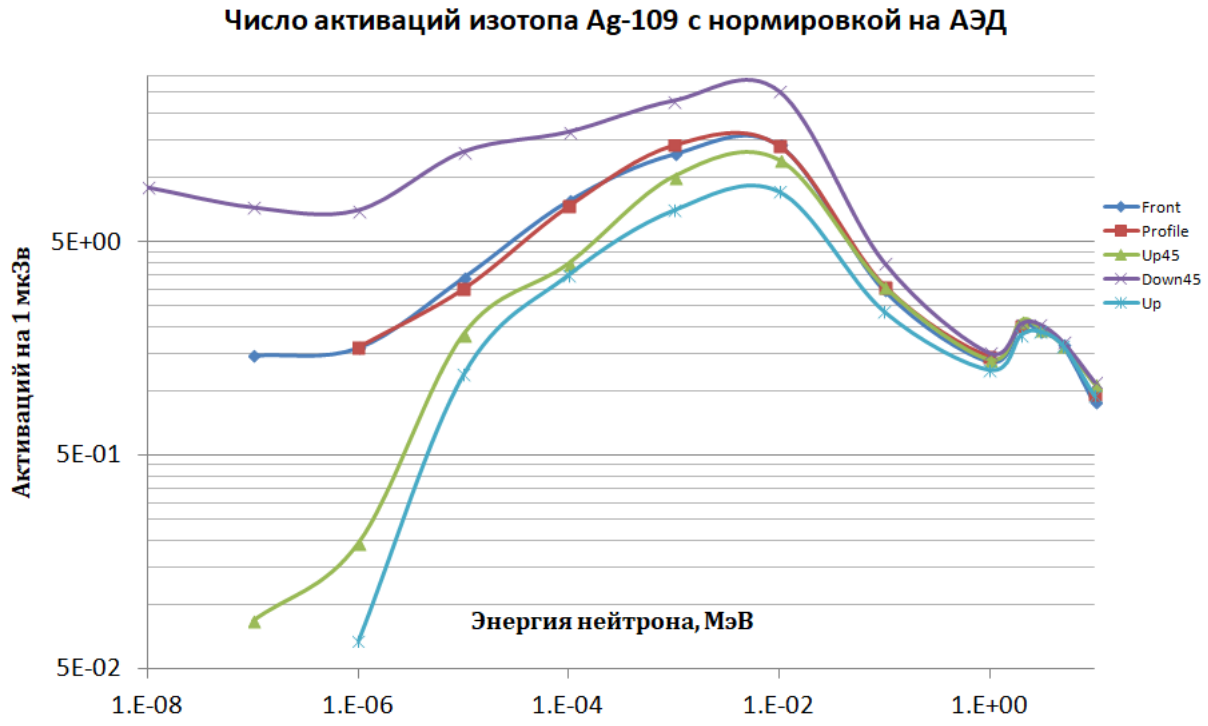



Рисунок 3 - График чувствительности дозиметра для различных направлений, нормированной на один мкЗв амбиентного эквивалента дозы

Чувствительность для фронтального и профильного направления отличаются слабо в виду практически полной осевой симметрии дозиметра. Однако же, направление пучка относительно вертикальной оси сильно влияет на чувствительность. На всех графиках

наблюдается значительное уменьшение чувствительности при снижении энергии до 0.1 эВ. Наиболее сильно чувствительность снижается для верхних направлений, в то время как для направлений с нижней части чувствительность снижается слабо. Для фронтальной проекции облучения изменение чувствительности с энергией на единичный флюенс достигает фактора 50, но при нормировке на единицу АЭД не превосходит 20.

*Роль окна и кадмиевого экрана*

Описанные закономерности чувствительности объясняются устройством дозиметра. В слое полиэтиленового замедлителя находится кадмиевый экран толщиной 1 мм, который поглощает все нейтроны с энергией 0.2 эВ и меньше. При начальной энергии нейтронов ниже 1 эВ большую роль играет цилиндрический канал детектирования, который в нижней части дозиметра образует окно в кадмиевой защите. Он позволяет нейтронам низких энергий попасть в область внутреннего замедлителя после диффузии во внешнем замедлителе.

Роль окна и кадмиевого экрана исследовалась путем создания дополнительной модели с закрытым окном – закрытого дозиметра. Для открытой и закрытой моделей (Рисунок 4) были рассчитаны угловые плотности потока в центре дозиметра, где расположена камера детектора (Рисунок 5). Также были получены спектры, усредненные по всему объему внутренней части замедлителя (Рисунок 6), что дало возможность оценить поле излучения вокруг мишени после прохождения нейтронного излучения через кадмиевый экран.

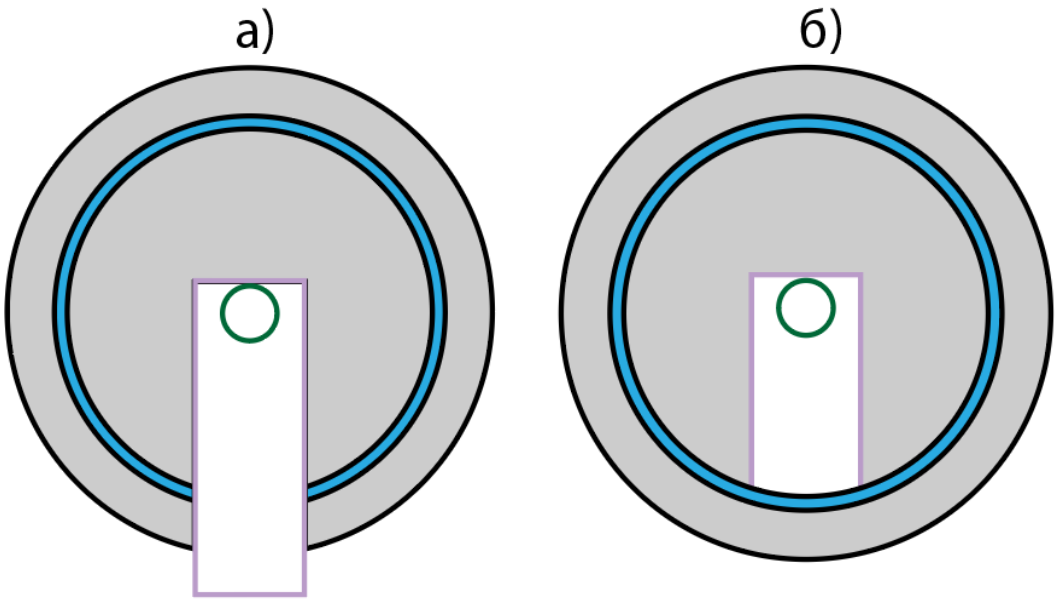



Рисунок 4 - Схематичное изображение моделей открытого (а) и закрытого (б) дозиметров с детектором угловой плотности потока в центре

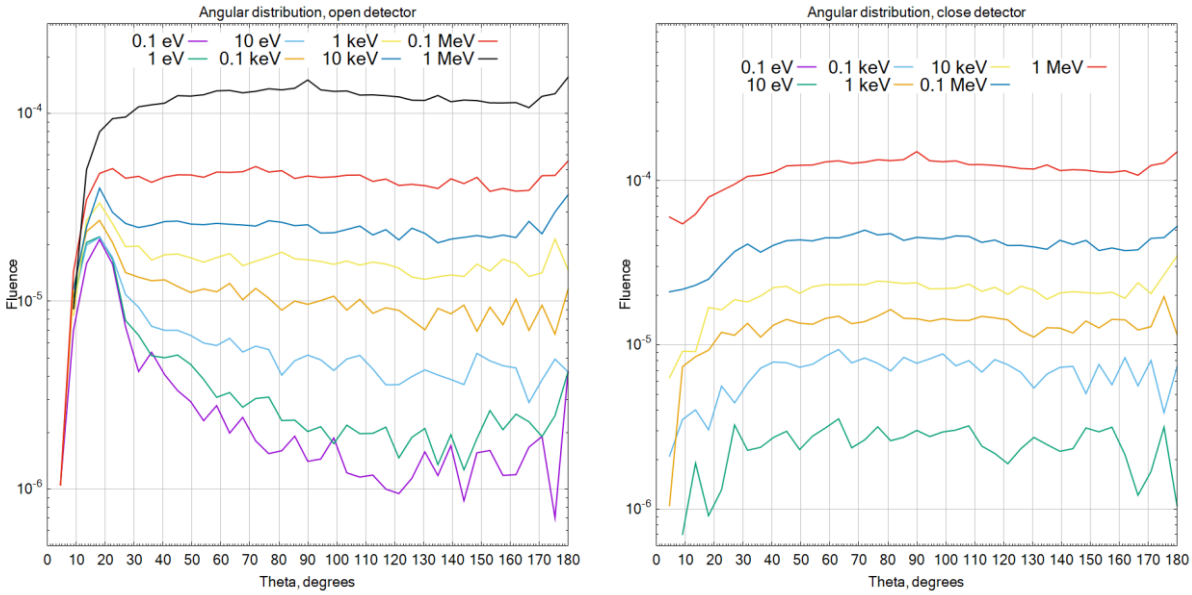



Рисунок 5- Графики угловых распределений плотности потока в открытом (слева) и закрытом (справа) дозиметрах

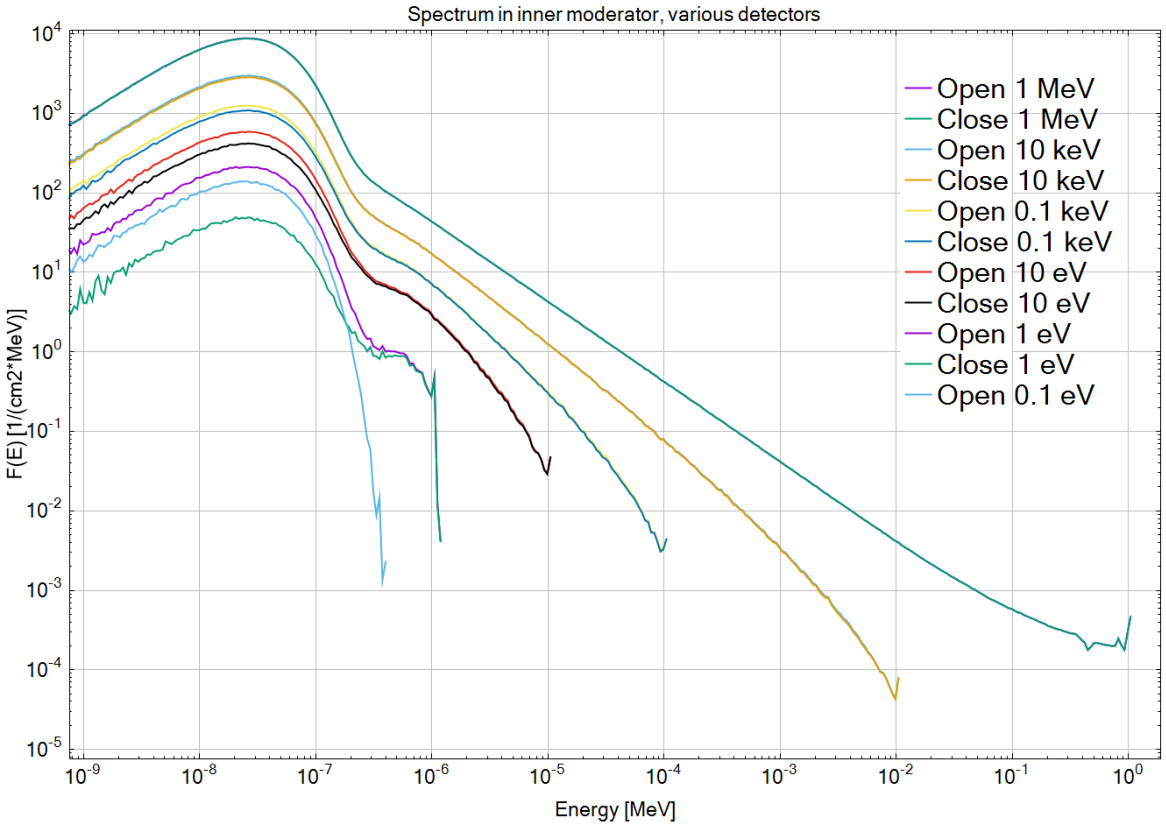



Рисунок 6 - Спектры во внутренней части замедлителя для различных начальных энергий нейтрона в открытом и закрытом дозиметре

Угловые плотности потока в открытом дозиметре демонстрируют пик в области угла с вертикальной осью в диапазоне 10-30$^0$ при энергии нейтронного пучка 1 кэВ и менее. Данная особенность объясняется тем, что для низких энергий основным

источником нейтронов, регистрируемым угловым детектором, являются нейтроны, отраженные от нижней части внешнего замедлителя и проходящие мимо кадмиевого экрана. При этом практически отсутствуют нейтроны, направленные на малые углы в виду в виду отсутствия замедлителя непосредственно внизу. В закрытом дозиметре наблюдается угловое распределение близкое к изотропному для всех начальных энергий, однако абсолютное значение плотности потока сильно снижается при уменьшении энергии пучка.

Для начальных энергий в промежуточной и быстрой области наблюдается спектр Ферми замедляющихся нейтронов $\Phi(E) \sim {}^{1}/_{E}$, однако при снижении начальной энергии данная закономерность нарушается и уже для энергии 10 кэВ заметно изменение вида спектра. Окно в замедлителе не оказывает влияния на данную часть спектра. В тепловой области отчетливо виден максвелловский спектр, амплитуда которого падает при снижении начальной энергии нейтронов. При этом для быстрых начальных энергий более 1 МэВ влияние окна не существенно и спектры двух конфигураций дозиметра совпадают. При энергиях в диапазоне 100 эВ - 10 кэВ наблюдается расхождение значений для закрытого и открытого дозиметров. Для низких энергий 0.1 эВ и 1 эВ различия в амплитуде спектра становятся значительными.

*Расчет чувствительности дозиметракак билинейного функционала от потока и ценности*

Статистическая неопределенность прямых аналоговых расчетов при низких энергиях пучка с верхних и боковых направлений достигает 20-30 %. Для увеличения статистики и уменьшения погрешностей был апробирован метод расчета билинейного функционала от потока и ценности, который показал согласующиеся с аналоговым моделированием результаты при троекратном выигрыше по время расчетов. Для моделирования используются расчеты плотности потока в прилегающей к серебряной мишени области, объем которой в 900 раз больше, которые затем используются для оценки билинейного функционала. Расчет ценности выполнялся прямым моделированием.

*Заключение*

В работе показано, что чувствительность дозиметра ДБН-А02Д для регистрации флюенса нейтронов при фронтальном направлении пучка в диапазоне энергий от 0.1 эВ до 20 МэВ изменяется в 50 раз, а для амбиентного эквивалента дозы – в 20 раз.

Азимутальная зависимость чувствительности от направления облучения дозиметра практически отсутствует. Зависимость от полярного с вертикальной осью – значительна, для энергии нейтрона 100 эВ чувствительность для углов $45^0$ и $180^0$ различается в 5 раз.

# СИСТЕМА АНСАМБЛЕВОГО ПРОГНОЗА ПАРАМЕТРОВ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ДЛЯ ЗАДАЧ АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ

Игнатов Р.Ю.[1], Рубинштейн К.Г.[1,2], Курбатова М.М.[1,2], Киселёв А.А.[1], Бутаков Н.Ю.[1,2], Толстых М.А.[2], Мизяк В.Г[2]

*[1]ИБРАЭ РАН, г. Москва,*

*[2]ФГБУ «ГИДРОМЕТЦЕНТР РОССИИ», г. Москва*

В случае возникновения аварийных условий, которые могут привести к выбросу радиоактивных веществ в атмосферу, для оценки степени опасности необходим максимально надежный прогноз распространения радионуклидов и доз облучения населения. До аварии на АЭС Фукусима-1 для таких расчётов использовался, в основном, детерминированный прогноз метеорологических полей, параметров источника и доз на население. Прогноз по мере поступления новой информации корректировался. Прогнозы, построенные таким образом, не воспроизвели реальные последствия аварии на АЭС Фукусима-1, и количественная картина радиационного загрязнения не была получена. В связи с этим в ИБРАЭ РАН, как и в других зарубежных центрах, разрабатывается комплексная система ансамблевого прогноза радиационного переноса. Он позволяет учитывать: неопределенности начальных данных прогноза метеорологических полей, параметрического описания физических процессов, неопределенности в описаниях источников выброса в атмосферу радионуклидов и расчета доз, что позволяет получать оценку доверительного интервала прогнозов последствий аварии.

В работе представлен пример ансамблевого прогноза северо-западного радиационного следа, возникшего в ходе аварии на АЭС Фукусима-1. Для прогноза метеорологических полей применялся ансамбль прогнозов глобальной полулагранжевой модели с гибридной вертикальной координатой (ПЛАВ), разрабатываемая в Гидрометцентре России [1,2]. Для расчетов использовался ансамбль первых приближений, в качестве которого брался 6-часовой прогноз. Источник оценивался по коду СОКРАТ по первому блоку, к которому были добавлены оценки величины выброса, полученные в работах [3,4,5,6] как результат обратного моделирования в рамках проекта BSAF-2. Размер ансамбля составил 20 членов, использовалась мультипликативная и аддитивная инфляция в системе усвоения LETKF [1,2].

На рис.1 представлена структура подготовки начальных данных и краевых условий для проведения расчетов по ограниченному региону вокруг станции Фукусима – Даичи. На рис.2. Приведены области расчетов и орография.

**Подготовка начальных данных и граничных условия для запуска прогноза WRF для 20 членов ансамбля по модели ПЛАВ**

Приземные данные ПЛАВ

- Давление на уровне моря
- Температура на 2 м
- Зональная компонента ветра на 10 м
- Меридиональная компонента ветра на 10 м
- Водный эквивалент снежного покрова
- Температура почвы на глубинах 10 и 200 см
- Влажность почвы на глубинах 10 и 200 см
- Маска суша-море
- Орография
- Температура поверхности

Данные ПЛАВ на 19 изобарических поверхностях (1000, 975, 950, 925, 900, 850, 700, 500, 400, 300, 250, 200, 150, 100, 70, 50, 30, 20, 10)

- Геопотенциал
- Температура
- Относительная влажность
- Зональная компонента ветра
- Меридиональная компонента

Архив Рейнольдса

- Температура поверхности океана
- Морской лёд

Структура по времени прогнозов ПЛАВ

- Серия прогнозов с заблаговременностью 6-18 часов со стартом каждые 12 часов (в сроки 0 и 12)
- Шаг по времени 3 часа

Алгоритм подготовки данных:

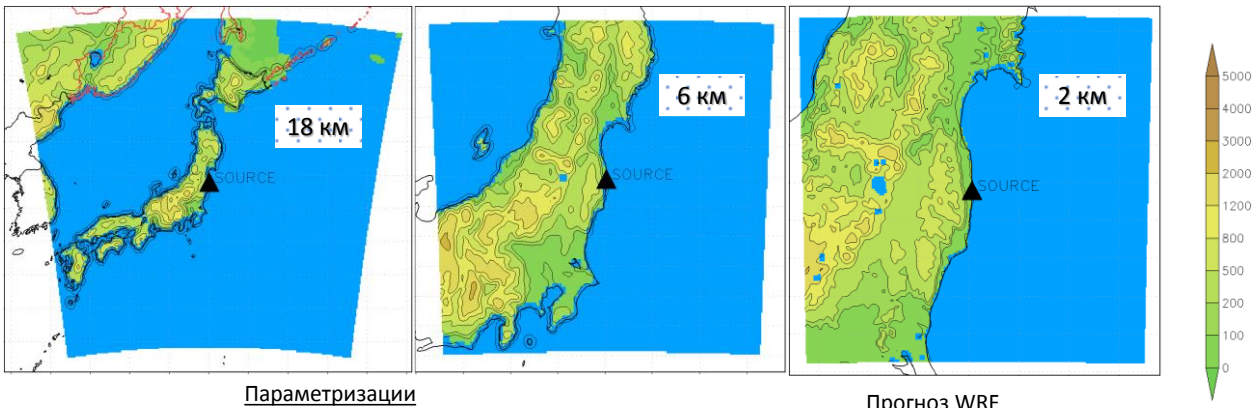
1. Преобразование бинарных файлов с данными прогнозов ПЛАВ в формат GRIB1
2. Создание специальной таблицы для препроцессинга WRF (ungrib)
3. Расчёт по модели WRF
4. Подготовка данных прогнозов WRF для НОСТРАДАМУСА

Рисунок 1 - Структура подготовки ансамбля метеорологических полей для расчета радиационного переноса

Для увеличения пространственного разрешения (динамического даунскэйлинга) метеорологических полей в районе аварии Фукусима использовалась региональная негидростатическая модель атмосферы WRF-ARW. Расчёт вёлся на сетке 18 км и вложенных 6, 2 км. Области расчетов приведены на рис.2.

**Ансамблевый прогноз WRF с 10 по 18 марта 2011 г. для района Фукусимы-1**

Расчётные области




Параметризации

Пограничный слой: Mellor-Yamada 3rd level TKE scheme
Приземный слой: Mellor-Yamada
Микрофизика: NSSL 2-moment 4-ice scheme
Конвекция: Kain-Fritsch
Радиация: rrtmg scheme
Почва: Noah-Multi-level land-surface model
Город: urban single-layer, UCM

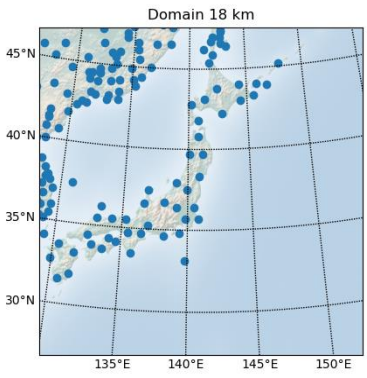
Прогноз WRF

- **1 длинный прогноз для каждого члена ансамбля с 0 ч 10 марта 2011 по 03 ч 18 марта 2011**
- Выдача результатов каждый час
- Последовательный расчёт доменов с односторонним взаимодействием

Рисунок 2 - Области расчетов с помощью модели WRF-ARW и параметризации

Оценки качества ансамбля метеорологических полей, проведенные с помощью пакета MET показали удовлетворительные результаты по ряду критериев (абсолютная, среднеквадратическая, векторная ошибка ветра), результаты близки к результатам по системам-аналогам, например к результатам, полученным с помощью модели HIRLAM, что будет показано ниже.

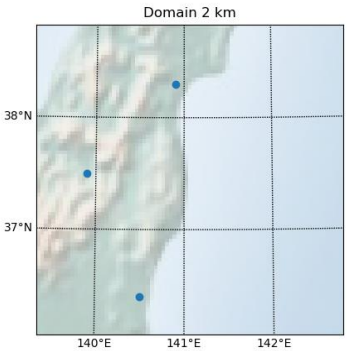
## Ансамблевый прогноз для случая на АЭС Фукусима-Даичи




~120 синоптических станций

20 прогнозов по модели WRF-ARW на наборе 20 разных начальных и граничных условий (ансамблевый прогноз по модели ПЛАВ)

Дальнейшие оценки демонстрируют возможные варианты набора оцениваемых величин и их представления




3 синоптические станции

Рисунок 3 - Карты метеорологических станций, использованных для оценок ансамблевого прогноза метеорологических полей для региона Фукусима-Даичи

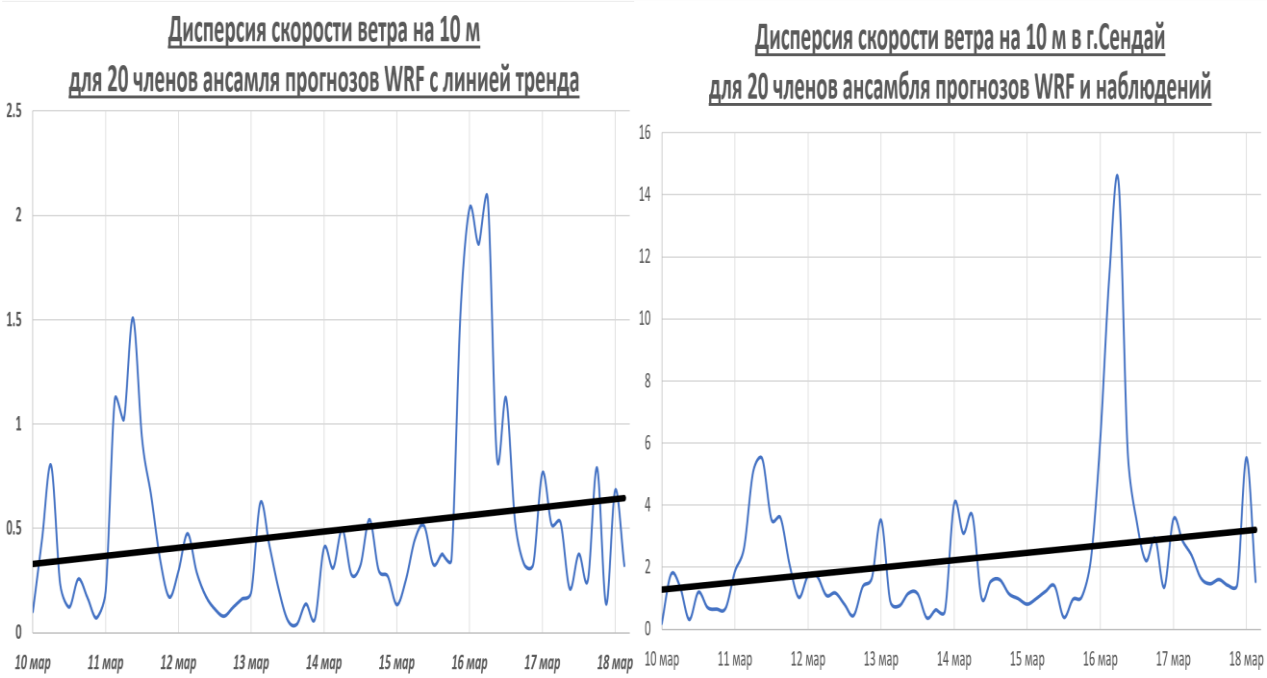
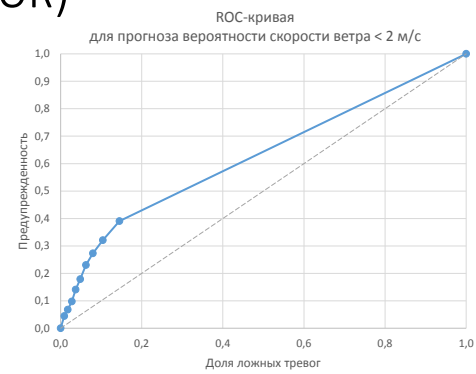



Рисунок 4 - Изменение со временем дисперсии скорости ветра для 20 членов ансамбля

# Relative Operating Characteristic (ROC
# ROC-кривая (кривая ошибок)

- Показывает способность прогноза различать события и не-события (разрешение)
- Близко к верхнему левому углу - хорошее разрешение
- Близко к диагонали – плохое качество
- Площадь под кривой («ROC-область») - полезный суммарный показатель прогноза
- Идеально: область ROC = 1
- Плохо: область ROC = 0,5
- ROC зависит от наблюдений (то есть, учитывая, что Y произошло, каков был соответствующий прогноз?)




Roc = 0.628

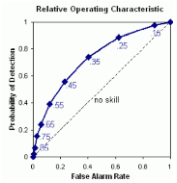
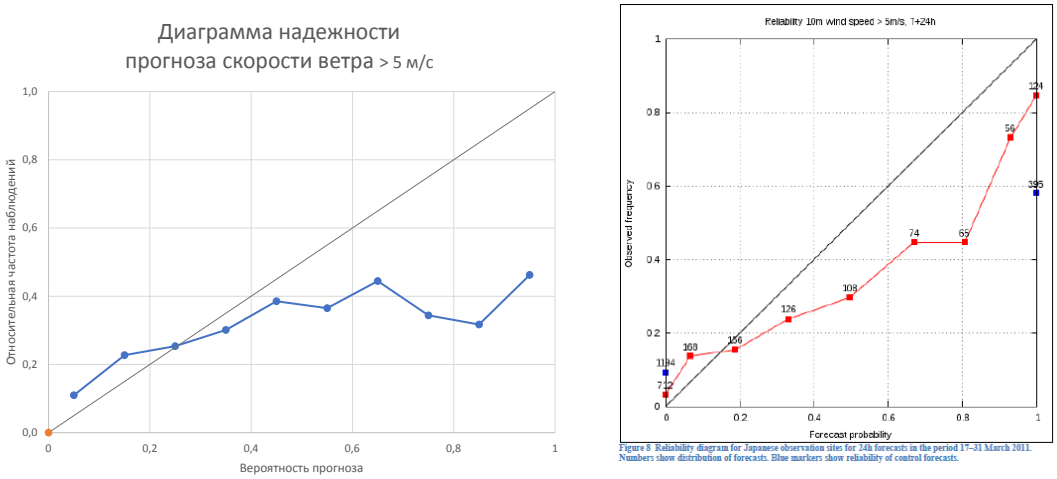



Рисунок 5 - ROC- кривая для ансамбля скоростей ветра, не превышающих 2м/с

# Сравнение полученных результатов с результатами других ансамблевых прогнозов




HIRLAM (Sorensen et al., 2015)

Рисунок 6 - Диаграмма надежности для скоростей ветра, превышающих 5 м/с в ансамблевом прогнозе WRF-ARW по ансамблю глобальной модели ПЛАВ (слева) и ансамблю Глобальной модели HIRLAM (справа)

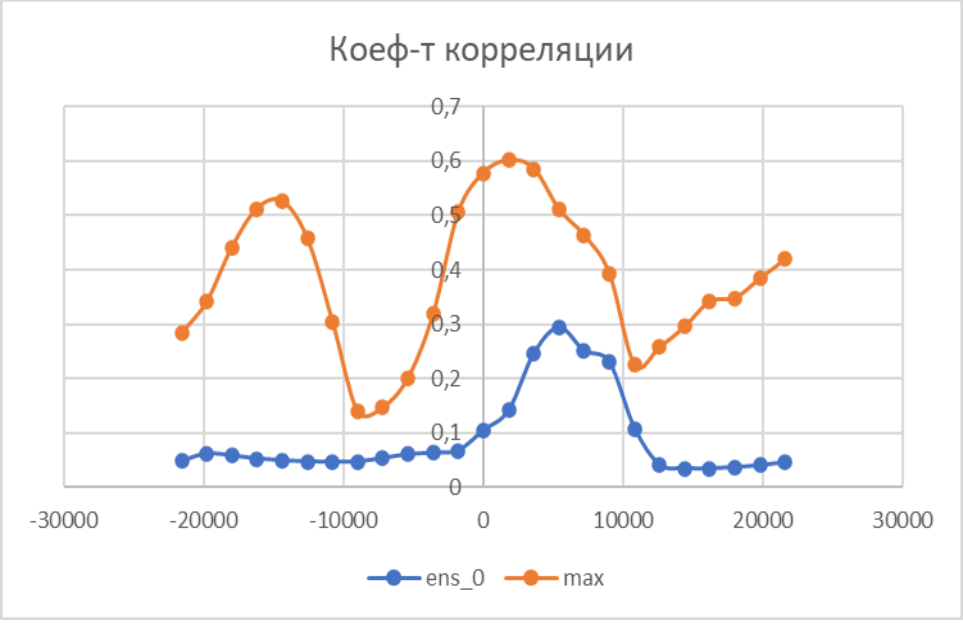



Рисунок 7 - Зависимость коэффициента корреляции между измеренными значениями плотности поверхностных выпадений и расчетными значениями, полученными без использования ансамблевого прогноза (ens_0) и с с использованием (max) от времени с начала аварии (при расчетах учтена неопределенность оценки времени начала выброса)

Судя по приведенным статистическим оценкам результатов ансамблевого прогноза метеорологических полей, характеристики малых (меньших 2 м/с) и сильных (более 5 м/с) ветров воспроизведены хорошо, и его нужно использовать в вероятностном прогнозе переноса радионуклидов, осаждения и оценках возможных доз.

Моделирование атмосферного переноса и поверхностных выпадений Cs-137 выполнялось с использованием кода SOPRO, основанного на лагранжевой-пуфф модели атмосферной дисперсии. Анализ результатов показал, что в ансамблевом прогнозе корреляция расчетных данных относительно измеренных достигает 0,6, что не могло быть получено с использованием детерминированных прогнозов (см. рисунок 7), тем не менее при этом имеет место систематическая ошибка, которая может быть связана с недооценкой источника выброса при объединении данных из различных источников для различных блоков.

ЛИТЕРАТУРА

1. Толстых М.А., Шашкин В.В., Фадеев Р.Ю., Шляева А.В., Мизяк В.Г., Рогутов В.С., Богословский Н.Н., Гойман Г.С., Махнорылова С.В., Юрова А.Ю. Система моделирования атмосферы для бесшовного прогноза. Рецензент д.ф-м.н. А.В.Старченко. М.: Триада лтд., 166стр. ISBN 978-5-9908623-3-3.

2. Mizyak V., Rogutov V., Alipova K. Development of the new ensemble weather prediction system at the Hydrometcentre of Russia. J. Phys.: Conf. Ser. 29021. V. 1740, 012072

3. L.E. Herranz,, M. Pellegrini, T. Lind, M. Sonnenkalb, L. Godin-Jacqmin, C. Lypez, K. Dolganov, F. Cousin, H. Tamaki, T.W. Kim, H. Hoshi, N. Andrews, T. Sevon. Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF) Phase 2 – Results of severe accident analyses for Unit 1. - Nuclear Engineering and Design 369 (2020). 110849.

4. M. Sonnenkalb, M. Pellegrini, L.E. Herranz, T. Lind, A.C. Morreale, K. Kanda, H. Tamaki, S.I. Kim, F. Cousin, L. Fernandez Moguel, N. Andrews, T. Sevon. Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF), phase 2 – Results of severe accident analyses for unit 2. Nuclear Engineering and Design 369 (2020) 110840.

5. T. Lind, M. Pellegrini, L.E. Herranz, M. Sonnenkalb, Y. Nishi, H. Tamaki, F. Cousin, L. Fernandez Moguel, N. Andrews, T. Sevon. Overview and outcomes of the OECD/NEA benchmark study of the accident at the Fukushima Daiichi NPS (BSAF), Phase 2 –

Results of severe accident analyses for unit 3. - Nuclear Engineering and Design 376 (2021) 111138.

6. M. Pellegrini, L. Herranz, M. Sonnenkalb, T. Lind, Y. Maruyama, R. Gauntt, N. Bixler, A. Morreale, K. Dolganov, T. Sevon, D. Jacquemain, C. Journeau, J. H. Song, Y. Nishi & S. Mizokami. Main Findings, Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project To cite this article: M. Pellegrini, L. Herranz, M. Sonnenkalb, T. Lind, Y. Maruyama, R. Gauntt, N. Bixler, A. Morreale, K. Dolganov, T. Sevon, D. Jacquemain, C. Journeau, J. H. Song, Y. Nishi & S.Mizokami (2020): Main Findings, Remaining Uncertainties and Lessons Learned from the OECD/NEA BSAF Project, Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2020.1724731.

# РАЗРАБОТКА МНОГОСЛОЙНОЙ ЗАЩИТЫ ОТ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ОСНОВЕ ПОЛИЭТИЛЕНА И БОРИДА ВОЛЬФРАМА

Балачков М.М., Ершова В.И.

*НИ ТПУ, г. Томск*

Создание защитных материалов от ионизирующего излучения является важной задачей ядерной промышленности. Традиционно в качестве защитных материалов используют тяжёлые металлы – для защиты от γ-квантов, водородосодержащие вещества – для замедления нейтронов; бор, кадмий и другие – для поглощения замедлившихся нейтронов [1]. В данной работе исследуются защитные характеристики борида вольфрама, как перспективного материала для защиты от смешанных полей ионизирующего излучения.

При моделировании защиты от нейтронов различных энергий с помощью многогруппового приближения ослабления пучка нейтронов выяснилось, что рассматриваемый материал хорошо защищает от нейтронов энергий от тепловых до 0,5 кэВ, но практически не ослабляет поток быстрых нейтронов (рис. 1). Модель основывалась на следующей системе уравнений, где для *i*-го уравнения можно записать:

$$\begin{cases} \dfrac{\mathrm{d}\Phi^i}{\mathrm{d}x} = -\left(\Sigma_a^i + \Sigma_з^i\right)\cdot\Phi^i + \sum\limits_{k=1}^{i-1}\Sigma_з^{k\to i}\cdot\Phi^k; \\ \Phi^i\left(0\right) = \Phi_0^i, \end{cases} \qquad (1)$$

где Ф – плотность потока нейтронов;

$\Sigma_{a,\,з}$ – макроскопические сечения поглощения и замедления соответственно;

$\Phi_0$ – начальная плотность потока нейтронов; *i* – номер, рассчитываемой энергетической группы;

*k* – номер группы от первой до *i*-й не включая *i*-ю.

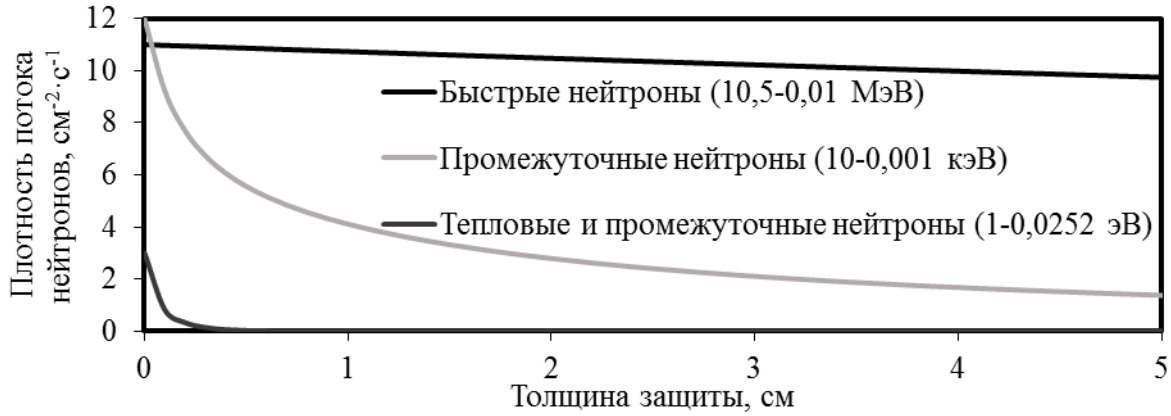



Рисунок 1 - Ослабление плотности потока нейтронов с расстоянием в материале из WB

Далее полученная модель проверялась на спектре стандартного америций-литиевого нейтронного источника с мощностью $5 \cdot 10^4$ нейтрон/с, в качестве защиты также использовался борид-вольфрама (рис. 2).

Из графика видно, что полученный материал плохо справляется с замедлением быстрых нейтронов и поэтому необходимо сначала замедлить нейтроны до близких к тепловым энергиям. Таким образом, для замедления и более эффективного ослабления нейтронного потока была предложена композиция из последовательных слоёв полиэтилена высокой плотности (10 см) и борида вольфрама (2 см). Расчёты многослойной защиты также проводили по полученной модели, полученные результаты изображены на рисунке 3.

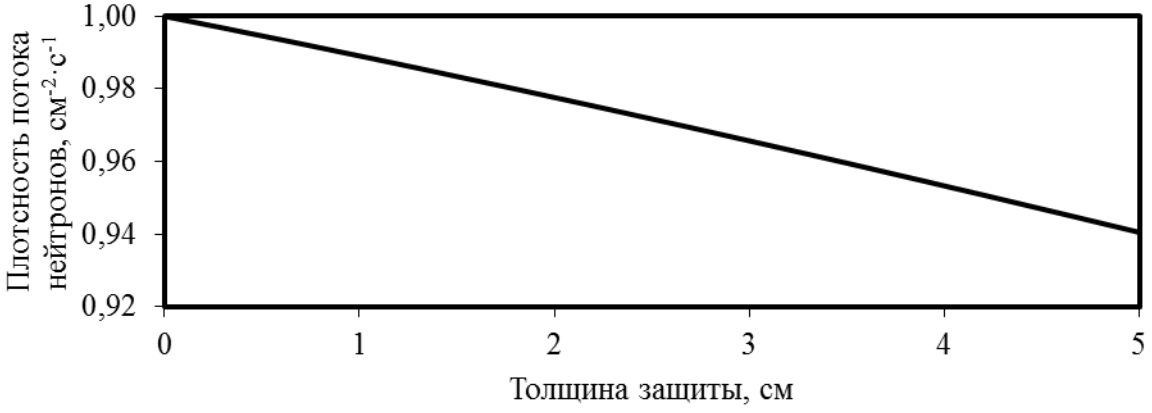



Рисунок 2 - Ослабление плотности потока нейтронов спектра источника с расстоянием в материале из WB

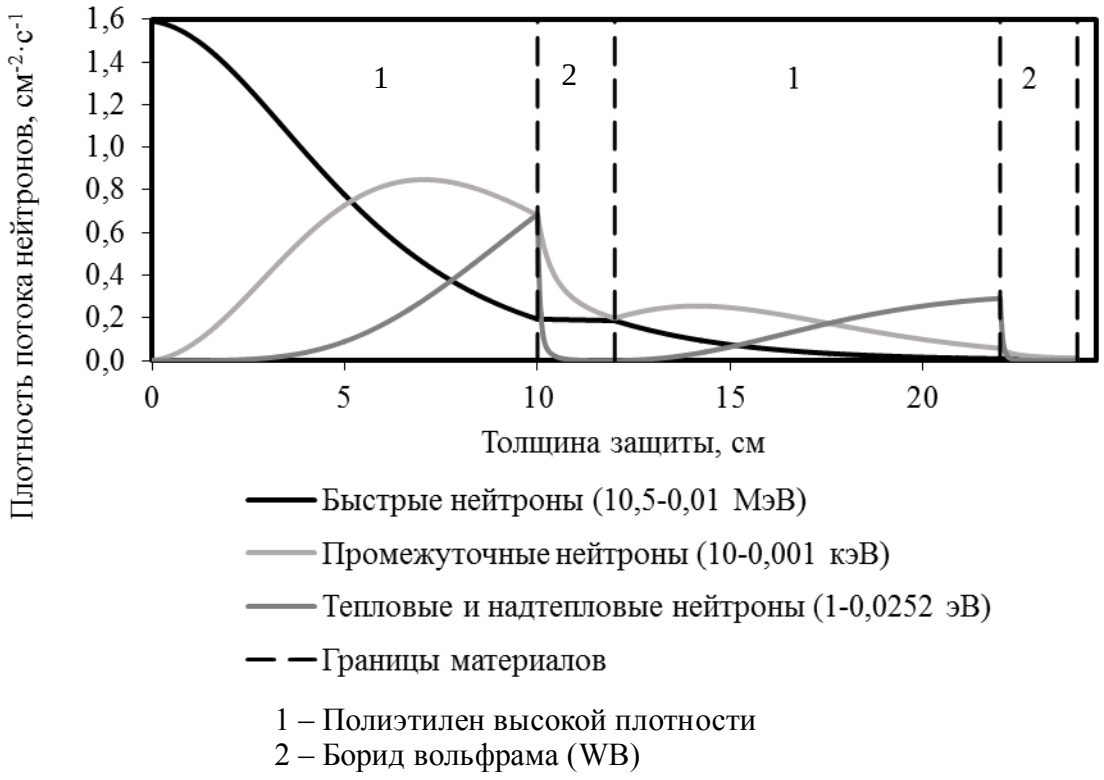



Рисунок 3 - Ослабление плотности потока нейтронов спектра источника с расстоянием в композитном материале

Из рисунка 3 видно, что данная композиция уменьшает плотность потока источника на два порядка при толщине 24 см.

Для проверки адекватности построенной модели был произведён расчёт такой же геометрии в программе MCU (рис 4). Из рисунка 4 видно, что характер ослабления носит не экспоненциальный характер. Так на графиках присутствуют пики возле границ материалов, это говорит об отражении нейтронов от слоёв различных материалов. Плотность потока нейтронов уменьшилась на 2 порядка, что примерно в 4 раза меньше, чем по построенной выше модели. Таким образом, построенная выше модель обеспечивает запас по плотности потока нейтронов в 4 раза.

Для проверки построенных моделей и определения защитных свойств смоделированной защиты был проведён эксперимент. Измерения проводились прибором МКС-01Р с блоками для регистрации нейтронов. При первом измерении на расстоянии 1 см от источника был помещён детектор без защиты, для измерения начальных плотностей потока. Остальные измерения проводились при постепенном добавлении слоёв защиты.

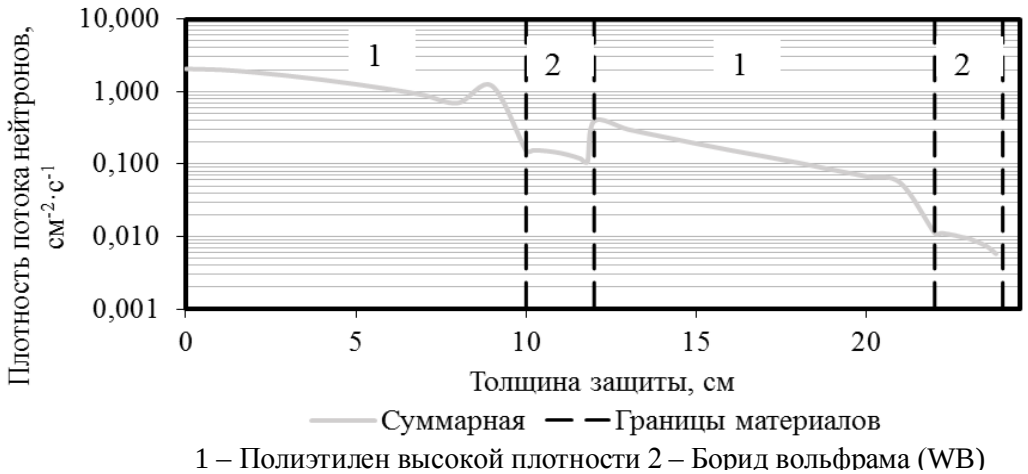



Рисунок 4 - Ослабление суммарной плотности потока нейтронов спектра источника с расстоянием в композитном материале при расчёте в MCU

КС-01Р может регистрировать промежуточные и быстрые нейтроны отдельно от тепловых. Но нейтроны быстрых энергий имеют малую вероятность быть зарегистрированными в детекторе. Так в эксперименте наблюдалось возрастание числа промежуточных и быстрых нейтронов после слоя ПЭВП.

На рисунке 5 изображено сравнение эксперимента с построенной моделью, а на рисунке 6 с расчётом в программе MCU.

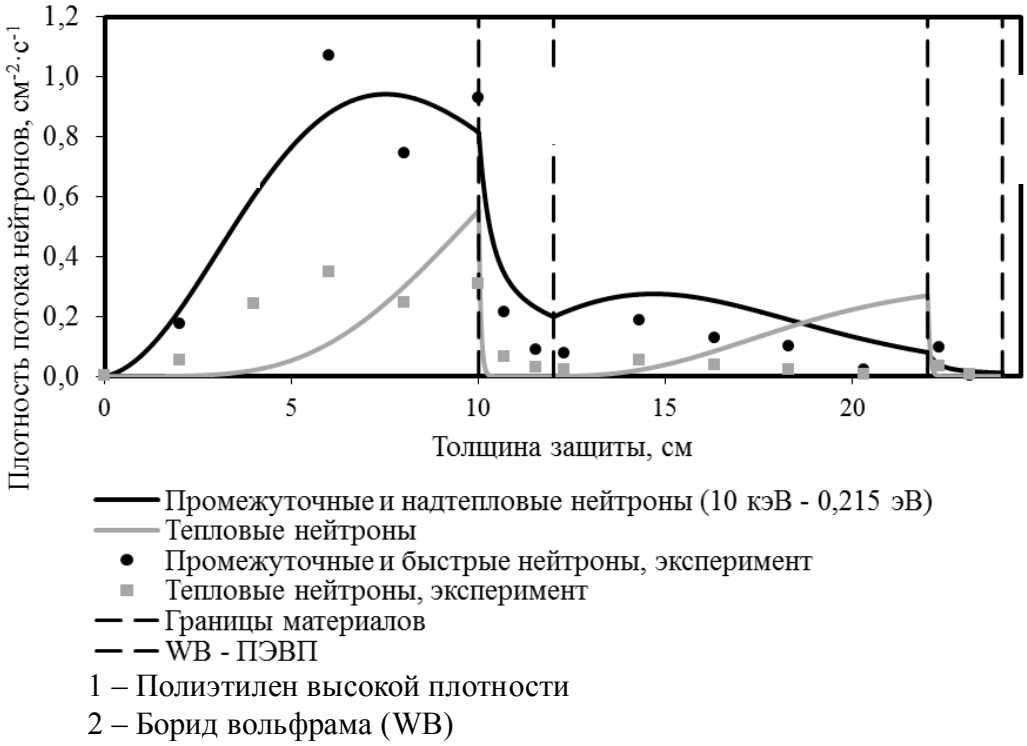



Рисунок 5 - Сравнение теоретического и экспериментального ослабления плотности потока нейтронов от источника с толщиной композитного материала

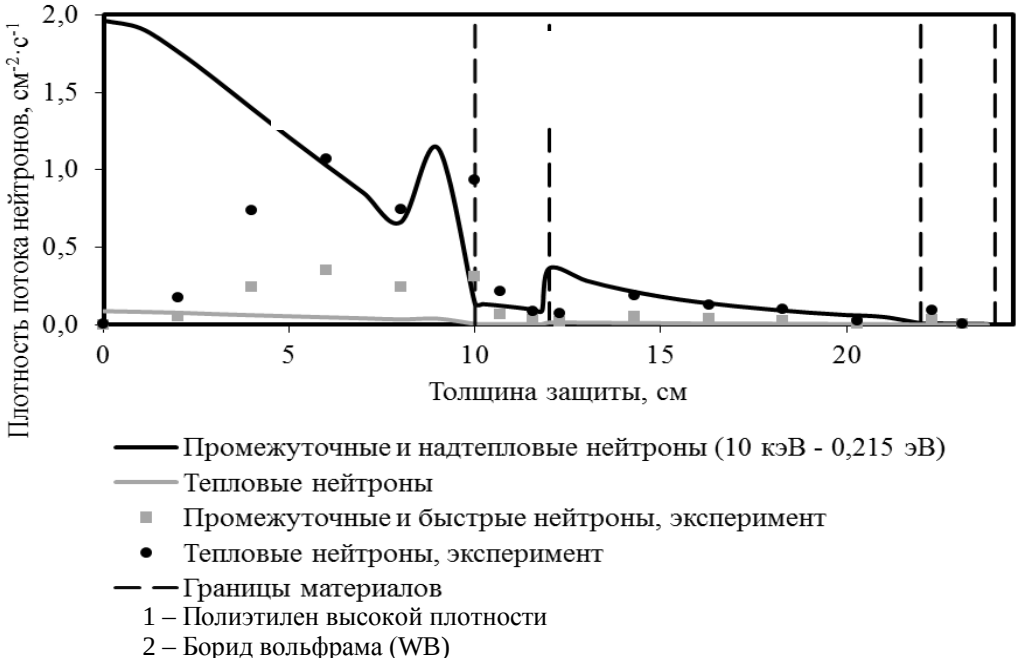



Рисунок 6 - Сравнение рассчитанного в программе MCU и экспериментального ослабления плотности потока нейтронов от источника с толщиной композитного материала

Борид вольфрама был получен методом самораспространяющегося высокотемпературного синтеза с исходным составом одна часть бора на одну часть вольфрама, более подробно метод описан в работе [2].

Результаты моделирования и эксперимента показали уменьшение плотность потока нейтронов в более чем 100 раз при общей толщине защиты 24 см: 10 см полиэтилена; 2 см WB; 10 см полиэтилена; 2 см WB.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Беспалов В.И. Взаимодействие ионизирующих излучений с веществом: учебное пособие / В.И. Беспалов; Томский политехнический университет. – 5-е изд., доп. – Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2014. – 427 с.

2. Балачков М. М. , Кузнецов М. С. , Пермикин А. А. Получение борсодержащих композитов для защиты от смешанного ионизирующего излучения в режиме СВ-синтеза // XVII Всероссийская с международным участием школа – семинар по структурной макрокинетике для молодых ученых имени академика А.Г. Мержанова: сборник материалов, Черноголовка, 16-18 Октября 2019. – Черноголовка: ИСМАН, 2019 – С. 77-79.

# АНАЛИЗ ДИНАМИКИ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ В ЗОНЕ НАБЛЮДЕНИЙ ФГУП «ПО «МАЯК»

Крышев И.И., Павлова Н.Н., Косых И.В., Бурякова А.А.
Сазыкина Т.Г., Крышев А.И.

*ФГБУ «НПО «Тайфун» Росгидромета Минприроды России, г. Обнинск*

Мониторинг радиационной обстановки – важный инструмент реализации Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу, утвержденных Указом Президента Российской Федерации от 13 октября 2018 г. № 585. Особую актуальность сохраняет мониторинг радиационной обстановки в регионах объектов ядерного наследия, созданных до установления современных требований к обеспечению ядерной и радиационной безопасности, к числу которых относится ФГУП «ПО «Маяк». Радиационный след в регионе ФГУП «ПО «Маяк» сформировался в результате газоаэрозольных выбросов предприятия в атмосферу, сбросов радионуклидов в речную систему, радиационной аварии в 1957 г., ветрового переноса радионуклидов с берегов хранилища радиоактивных отходов  озера Карачай.

В представленной работе проведен анализ радиоэкологической обстановки в зоне наблюдений ФГУП «ПО «Маяк» за период 2000–2020 гг. Мониторинг радиационной обстановки в зоне влияния ФГУП «ПО «Маяк» осуществляется Уральским управлением по гидрометиорологии и мониторингу окружающей среды (ФГБУ «Уральское УГМС») Росгидромета и лабораториями предприятия. Наблюдения за содержанием техногенных радионуклидов проводятся в приземном слое атмосферы, атмосферных выпадениях, поверхностных водах, почве и продуктах питания.

Многолетняя динамика изменений объемной активности $^{137}Cs$ в приземном слое атмосферы в г. Кыштым, поселках Новогорный и Аргаяш представлена на рис. 1. Во всех трех пунктах наблюдения за период 2000–2020 гг. отмечается снижение объемной активности $^{137}Cs$ в воздухе. Особенно отчетливо это прослеживается в п. Новогорный, который находится в непосредственной близости от предприятия, где за двадцатилетний период объемная активность цезия изменялась в диапазоне от 530 $\cdot 10^{-7}$ до 12,3 $\cdot 10^{-7}$ Бк/м$^3$. Снижению содержания техногенных радионуклидов в приземном слое атмосферы способствовало проведение ФГУП «ПО «Маяк» ряда природоохранных мероприятий

(ликвидация акватории озера Карачай и др.). Результаты многолетнего мониторинга показывают, что содержание техногенных радионуклидов в атмосферном воздухе в зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк» значительно ниже радиационно-гигиенических нормативов (допустимая объемная активность $^{137}Cs$ – 27 Бк/м$^3$).

Для оценки радиационной безопасности окружающей среды в зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк» использовали интегральный показатель загрязнения (ИПЗ), который рассчитывается по формуле [1].

$$ИПЗ = \sum_i \frac{A_i}{A_{ki}}, \quad (1)$$

где $A_i$ – удельная активность i-го радионуклида в компоненте природной среды (вода, донные отложения, почва, Бк/кг сырой массы, атмосферный воздух, Бк/м$^3$);

$A_{ki}$ – контрольный уровень удельной активности i-го радионуклида в соответствующем компоненте природной среды по природоохранному критерию, представленные в Рекомендациях Росгидромета Минприроды России Р-52.18.852-2016, Р-52.18.853-2016, Р-52.18-873-2018, Р-52.18-876-2019, Р 52.18.913–2021.

Для обеспечения экологической безопасности при наличии в окружающей среде смеси техногенных радионуклидов значение интегрального показателя загрязнения не должно превышать 1.

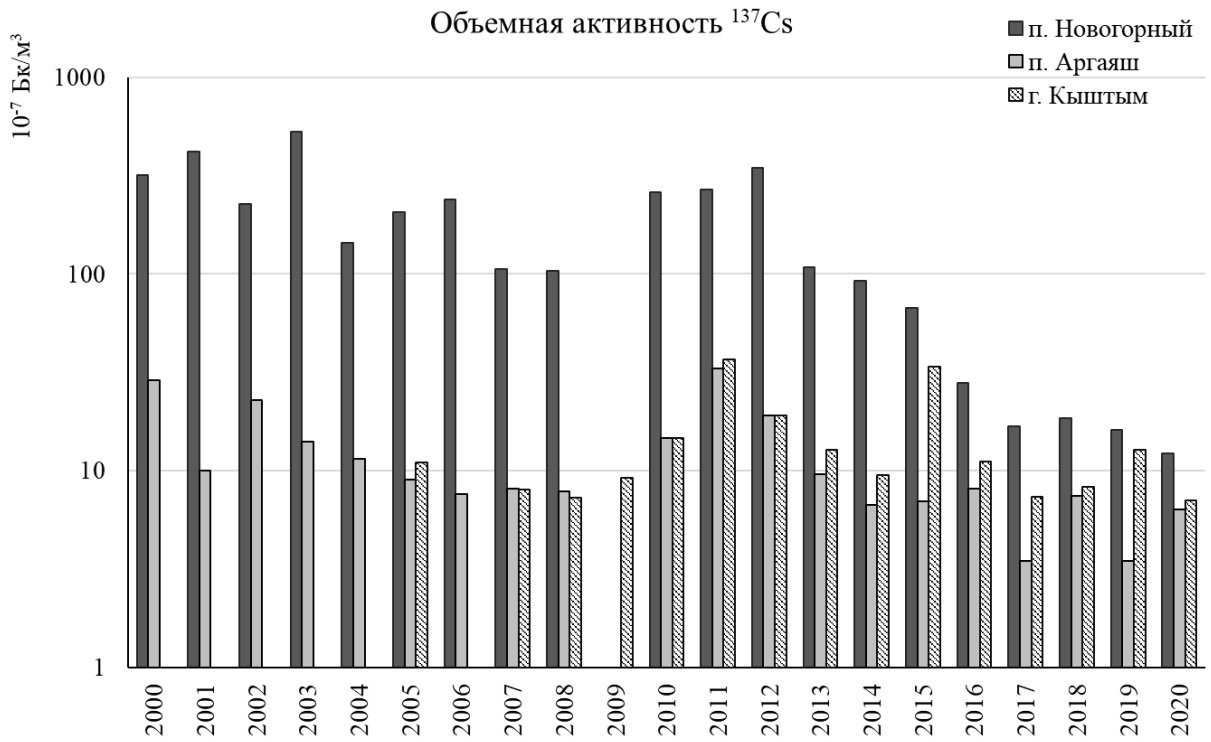



Рисунок 1 - Динамика изменений объемной активности $^{137}$Cs в приземном слое атмосферы зоны наблюдения ФГУП «ПО «Маяк»

Значения интегрального показателя загрязнения приземного слоя атмосферы $^{90}$Sr, $^{137}$Cs и изотопами Pu в 2011–2020 гг. изменялись в диапазоне 0,001–0,014.

На рис. 2 представлена многолетняя динамика выпадений $^{90}$Sr и $^{137}$Cs в зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк». В целом, наблюдается тенденция снижения техногенной активности атмосферных выпадений с флуктуациями в отдельные годы. Несмотря на тенденцию к снижению, выпадения вышеуказанных радионуклидов все еще превышают фоновые значения. За период 2000–2020 гг. фоновые значения выпадений $^{137}$Cs изменялись в диапазоне 0,1–1,6 Бк/м$^2$□год, $^{90}$Sr – 0,8–3,1 Бк/м$^2$□год.

Мониторинг содержания радионуклидов в поверхностных водах в зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк» проводится в реках Теча и Исеть, в которые происходит поступление загрязненных фильтрационных вод, а также в реках Караболка и Синара. Содержание $^{90}$Sr в реках в районе расположения ФГУП «ПО «Маяк» представлено на рис.3. Результаты многолетних наблюдений показывают, что объемная активность $^{90}$Sr в реках в зоне влияния предприятия снижается.

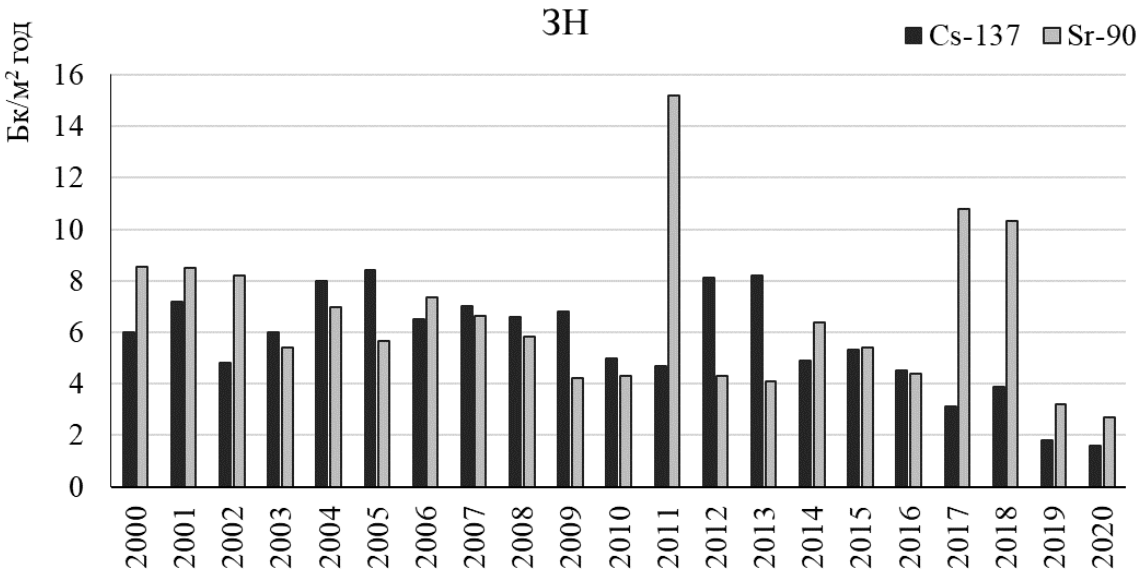



Рисунок 2 - Многолетняя динамика выпадений $^{90}Sr$ и $^{137}Cs$ в зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк»

Повышенное содержание $^{90}Sr$ за весь период исследования выявлено в водах реки Теча. Значения интегрального показателя загрязнения техногенными радионуклидами вод вышеуказанных рек по природоохранному критерию за весь период наблюдения не превышали 1.

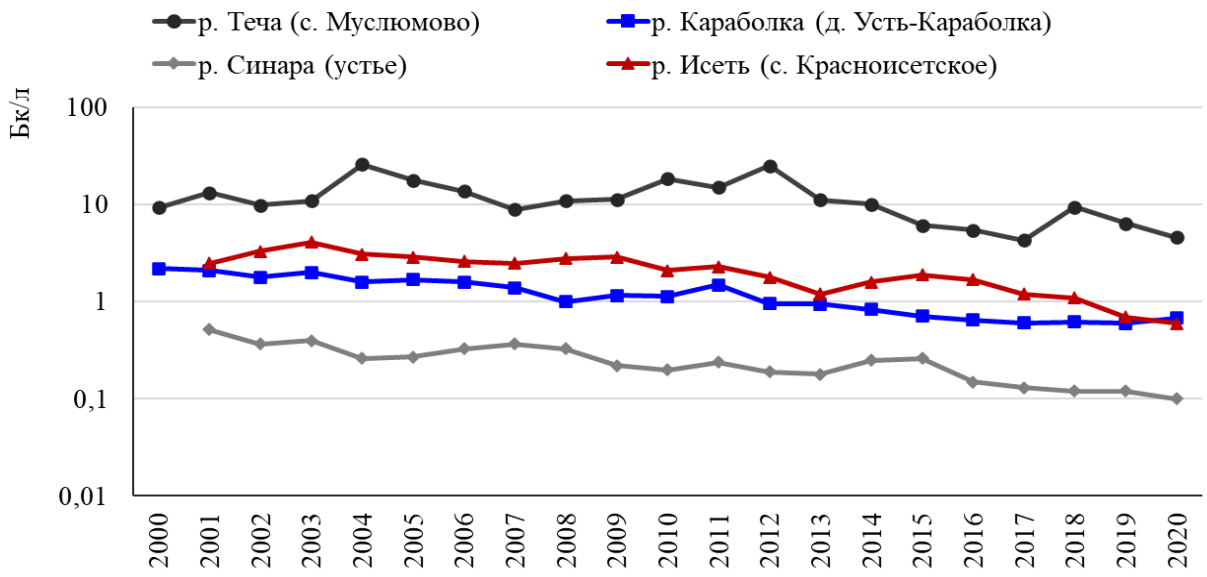



Рисунок 3 - Объемная активность $^{90}Sr$ в реках в районе расположения ФГУП «ПО «Маяк»

Лабораториями ФГУП «ПО «Маяк» также проводится анализ радионуклидного состава воды озер, расположенных в зоне влияния предприятия. Иртяшско-Каслинская и Кыштымская система озер является местом расположения детских оздоровительных лагерей, баз отдыха и садоводческих товариществ. Озера используются для питьевого и

технического водоснабжения населенных пунктов и промышленных предприятий, а также имеют рыбохозяйственное значение [2]. На рис. 4 представлена объемная активность $^{90}Sr$ и $^{137}Cs$ в воде озера Иртяш в 2004-2020 гг.

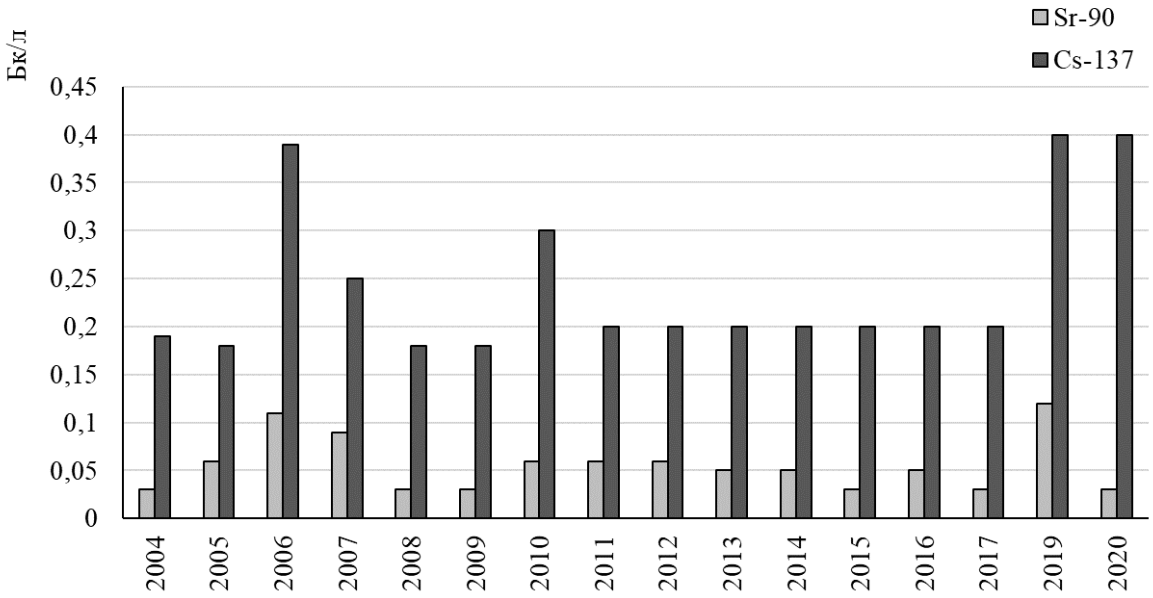



Рисунок 4 - Объемная активность $^{90}Sr$ и $^{137}Cs$ в воде озера Иртяш

Значения ИПЗ в водах озер Иртяш, Силач, Сунгуль, Киреты, Б. Касли, М. Касли и др. за весь период наблюдений не превышали 1.

В 2011–2020 гг. удельная активность $^{90}Sr$ в почве в зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк» изменялась в диапазоне от 2 до 7,4 кБк/м$^2$, $^{137}Cs$ – от 2 до 6,3 кБк/м$^2$, Pu – от 0,2 до 1,4 кБк/м$^2$. Значения интегрального показателя загрязнения почв радионуклидами за рассматриваемый период были меньше 1.

В целом, анализ данных многолетнего мониторинга радиационной обстановки в зоне влияния ФГУП «ПО «Маяк» в 2000–2020 гг. позволяет сделать вывод об отсутствии превышения радиационно-гигиенических и экологических критериев, обеспечивающих радиационную безопасность населения и природной среды. Отмечаются более высокие по сравнению с региональным фоном уровни содержания техногенных радионуклидов в ряде компонент природной среды. Радиационная обстановка в зоне наблюдения характеризуется стабильностью, а по ряду параметров снижением содержания техногенных радионуклидов в компонентах природной среды на территориях, подвергшихся загрязнению в результате прошлой деятельности предприятия. В этой связи необходимо дальнейшее развитие системы радиационного мониторинга окружающей среды в зоне влияния ФГУП «ПО «Маяк», совершенствование и унификация методик ведомственного контроля и государственного мониторинга в этом регионе.

ЛИТЕРАТУРА

1. Крышев И.И., Павлова Н.Н., Сазыкина Т.Г., Крышев А.И., Косых И.В., Бурякова А.А., Газиев И.Я. Оценка радиационной безопасности окружающей среды в зоне наблюдения объектов использования атомной энергии // Атомная энергия. – 2021. Т. 130, № 2. –С. 111-116.

2. Мокров Ю.Г., Яркова Т.А., Антонова Т.А. Радиационная обстановка в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения ФГУП «ПО «Маяк» в 2020 г. Озёрск: ФГУП «ПО «Маяк», 2020. – 17 с.

3. Отчеты по экологической безопасности ФГУП «ПО «Маяк» за 2011–2020 гг. / Госкорпорация «Росатом»; ФГУП «ПО «Маяк». Озерск.

# ПРОВЕДЕНИЕ ПРОВЕРКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ БИОЛОГИЧЕСКОЙ ЗАЩИТЫ ПРИ ПУСКЕ НОВЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС

Алексеев А.Г.

*ООО «АтомПромИнжиниринг»*

В период пуска нового энергоблока АЭС выполняются испытания эффективности биологической защиты реакторной установки, включающие следующие исследования:

– проверка эффективности биологической защиты железобетонных конструкций герметичного ограждения реакторного отделения;

– проверка эффективности биологической защиты реакторной установки при освоении проектной мощности энергоблока;

– проведение контроля радиационной обстановки на технологическом оборудовании и в помещениях зоны контролируемого доступа на различных этапах ввода в эксплуатацию энергоблока.

Первый вид испытаний выполняют до физического пуска энергоблока. Выполняется проверка биологической защиты элементов локализующих систем безопасности: шлюзов для персонала, транспортного шлюза, герметичных кабельных и трубопроводных проходок, внутренней и внешней защитных железобетонных оболочек. При проведении испытаний используется радионуклидный источник $^{192}$Ir. Так как проектные данные по кратности ослабления защиты рассчитаны для энергии гамма квантов 1,25 МэВ, была разработана методика [1] для пересчета кратности ослабления для таких типов элементов. Активность источника ограничена величиной 120 Ки и возникают проблемы при испытании толстых бетонных защит. Для таких случаев были разработаны две методики [2], [3] с использованием нейтронного источника и чувствительного гамма-спектрометра.

При проведении второго вида испытания оказалось важным выбор нейтронного дозиметра-радиометра. Результат измерения мощности амбиентного эквивалента дозы разных дозиметров радиометров в условиях гермообъема может различаться больше, чем на 50% [4]. Разработанная методика испытаний использовалась при пусках 6 и 7 энергоблоков Нововоронежской АЭС-2, 3 и 4 энергоблоков Ростовской АЭС, 1 и 2 энергоблоков Ленинградской АЭС-2, 1-го энергоблока Белорусской АЭС.

## Исследование эффективности биологической защиты при пуске новых энергоблоков АЭ выполняются на основании требований пп. 5.4. и.5.5. СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций» (СП АС-03)

В период пуска нового энергоблока АЭС выполняются испытания эффективности биологической защиты реакторной установки, включающие следующие исследования:

- *проверка эффективности биологической защиты железобетонных конструкций герметичного ограждения реакторного отделения*;
- **проверка эффективности биологической защиты реакторной установки при освоении проектной мощности энергоблока**;
- проведение контроля радиационной обстановки на технологическом оборудовании и в помещениях зоны контролируемого доступа на различных этапах ввода в эксплуатацию энергоблока.

## Исследование эффективности биологической защиты при пуске новых энергоблоков АЭ выполняются на основании требований пп. 5.4. и.5.5. СанПиН 2.6.1.24-03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций» (СП АС-03)

В период пуска нового энергоблока АЭС выполняются испытания эффективности биологической защиты реакторной установки, включающие следующие исследования:

- *проверка эффективности биологической защиты железобетонных конструкций герметичного ограждения реакторного отделения*;
- **проверка эффективности биологической защиты реакторной установки при освоении проектной мощности энергоблока**;
- проведение контроля радиационной обстановки на технологическом оборудовании и в помещениях зоны контролируемого доступа на различных этапах ввода в эксплуатацию энергоблока.

- Активность источника ограничена величиной 120 Ки и возникают проблемы при испытании толстых бетонных защит. Для таких случаев были разработаны две методики с использованием нейтронного источника и чувствительного гамма-спектрометра :

Алексеев А. Г., Алексеев П.А. , Бритвич Г.И. Исследование возможности использования нейтронного источника для проверки толстой радиационной защиты из бетона.// Журнал: Евразийский Союз Ученых. 2019 №61 т.2 стр. 7-12.
https://euroasia-science.ru/pdf-arxiv/7-12-alekseev-a-g-alekseev-p-a-britvich-g-i-research-of-the-possibility-of-using-neutron-source-to-check-thick-radiation-protection-from-concrete/

А.Г.Алексеев, П.А.Алексеев, А.А.Янович. Использование гамма-спектрометра при проверке эффективности биологической защиты.// Журнал: Евразийский Союз Ученых. 2019. №63 т.1 стр. 8-13.

https://euroasia-science.ru/pdf-arxiv/8-13-alekseev-a-g-alekseev-p-a-yanovich-a-a-gamma-spectrometer-for-the-testing-of-radiation-shielding.

**При проведении второго вида испытания оказалось важным выбор нейтронного дозиметра-радиометра.** Результат измерения мощности амбиентного эквивалента дозы разных дозиметров радиометров в условиях гермообъема может различаться больше, чем на 50%*.

*А.Г.Алексеев, П.А.Алексеев/ Измерение мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронов в условиях АЭС / *DOI: 10.31618/ESU.2413-9335.2021.1.85.1/ Евразийский Союз Ученых. Серия: технические и физико-математические науки. #4(85), 2021.*

В измерениях использовались 3 типа блока детектирования

Дозиметр ДКС96Н с БДМН-96

Дозиметр МКС-1117с БДКН-03

Дозиметр ДКС96Н с БДКН-05д

Выполнены расчеты зависимости отклика от энергии нейтронов наиболее широко используемых блоков детектирования для измерения МАЭД при проведении радиационного мониторинга на АЭС.

*Для условий измерения в помещениях ГО АЭС с ВВЭР можно рекомендовать следующие величины поправочных коэффициентов для измерения МАЭД нейтронного излучения:*

*для дозиметра ДКС96 с БДМН-96* - ***0,75..0,9;***
*для дозиметра МКС-1117 с БДКН-03* ***-1,3…1,5;***
*для дозиметра ДКС96 с БДКН-05д* ***-0,14…0,25***.

Величины поправочных коэффициентов для дозиметра ДКС96 с блоком детектирования БДКН-05 для определены как расчетным, так и экспериментальным способом.

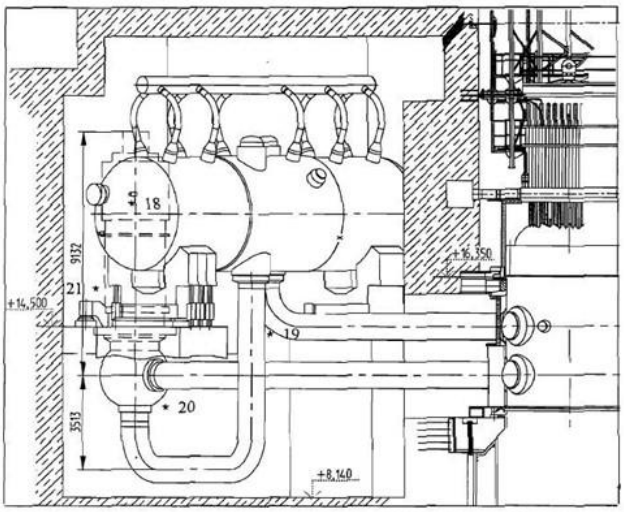
***Рекомендации по поправочному коэффициенту для* измерений с ДКС96 с блоком детектирования БДКН-05д (полиэтиленовый сферический замедлитель диаметром 127 мм с кадмиевой оболочкой) при проведении проверки эффективности биологической защиты новых блоков АЭС с ВВЭР-1200**

| Точка измерения в помещениях ГО | Отношение | Поправочный коэффициент |
|---|---|---|
| У патрубков ГЦТ | 4 | 0,25 |
| У улитки ГЦНА и у парогенераторов | 4,5 | 0,22 |
| Верхний блок реактора | 5 | 0,2 |
| У площадки обслуживания ГЦНА | 7,2 | 0,14 |
| На переходной лестнице от отметки +0.000 до +26;4 и на краю шахты реактора на отметке +26,4 | 7 | 0,14 |

В таблице 1 представлены экспериментальные данные по отношению показаний дозиметра ДКС96 с блоками детектирования БДКН-05д и БДМН-96 для разных условий и спектров нейтронов

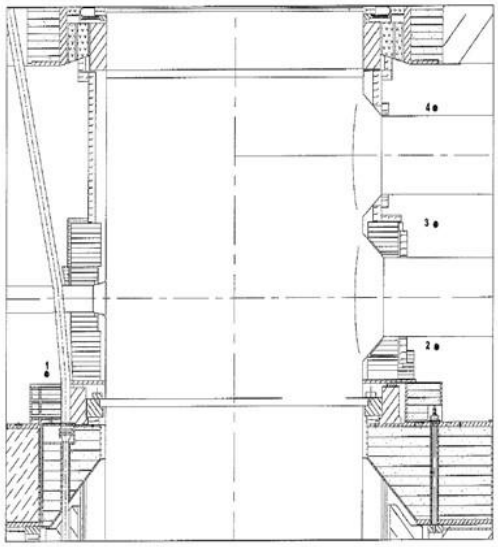
| № | Описание условий измерений | Отношение показаний, БДКН-05д/ БДМН-96 | Примечание |
|---|---|---|---|
| 1 | Установка УКПН, источник $^{238}$Pu-Be в коллиматоре | 0,74* | Условия Первичного государственного эталона, ВНИИФТРИ [4] |
| 2 | Установка УКПН, источник $^{238}$Pu-Be в коллиматоре. Дополнительный замедлитель (тяжелая вода) (конус длиной .) | 0,95 | |
| 3 | Установка УКПН, источник $^{238}$Pu-Be в коллиматоре. (Дополнительный замедлитель тяжелая вода) (конус длиной .) | 0,90 | |
| 4 | В пучке реактора ОР НИЦ КИ | 0,80 | [8] |
| 5 | За защитой реактора ОР НИЦ КИ (3 точки) | от 3,8 до 4,6 | |
| 6 | За защитой реактора ИР-8 НИЦ КИ (10 точек) | от 3,8 до 6,4 | |
| 7 | За защитой циклотрона У-150 НИЦ КИ (3 точки) | от 4,0 до 8,7 | |
| 8 | В помещениях ГО 3-го энергоблока Балаковской АЭС | от 7 до 7,8 | [7] |
| | В помещениях ГО Нововоронежская АЭС-2 | | Измерения выполнены во время пуска энергоблока №1, №2 НвАЭС-2. |
| 9 | В помещениях парогенераторов, в помещениях рядом с улиткой ГЦНА (главного циркуляционного агрегата) | 4,5 | |
| 10 | Рядом с патрубками ГЦТ (главного циркуляционного трубопровода) | 4 | |
| 11 | На площадках обслуживания верхнего блока (ВБ) реактора | 5 | |
| 12 | На площадках обслуживания ГЦНА | 6,5 | |

## Точки измерения при проверке эффективности биологической защиты при пуске энергоблока с ВВЭР-1200




Примерное расположение точек измерения в районе ПГ.

18. В боксе ПГ над средней площадкой обслуживания с торца ПГ.
19. В боксе ПГ в районе «горячего» коллектора ПГ.
20. В боксе ПГ в районе улитки ГЦНА.
21. Над площадкой обслуживания в районе привода ГЦНА.



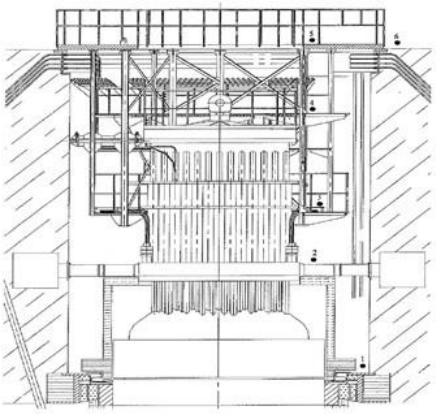
## Примерное расположение точек измерения в зоне патрубков.

На поверхности биозащиты вблизи выводов каналов ИК.

В шахтном объема в зоне патрубков ГЦТ за теплоизоляцией корпуса реактора для четырех углов в плане под «холодным патрубком» ГЦТ в непосредственной близи от патрубка.

В шахтном объеме в зоне патрубков ГЦТ за теплоизоляцией корпуса реактора для четырех углов в плане по центру зазора между «холодным» и «горячим» патрубком ГЦТ.

В шахтном объеме в зоне патрубков ГЦТ за теплоизоляцией корпуса реактора для четырех углов в плане над «горячим» патрубком ГЦТ в непосредственной близи от патрубка.



**Примерное расположение точек измерения в шахте реактора**

В верхней части шахтного объема на поверхности бетонной консоли в районе сильфона.

В верхней части шахтного объема на поверхности воздушного коллектора ВБ.

В верхней части шахтного объема на поверхности нижней площадки обслуживания БЭР.

В верхней части шахтного объема на поверхности средней площадки обслуживания БЭР.

В верхней части шахтного объема на поверхности верхней площадки обслуживания БЭР.

В верхней части шахтного объема в реакторном зале у края бетонной шахты реактора.

# Результаты исследования эффективности биологической защиты на 1-м энергоблоке Белорусской АЭС и 2-м энергоблоке ЛАЭС-2

| **Суммарная мощность дозы гамма и нейтронного излучения в пересчете на 100% мощности РУ(мЗв/ч):** | | | |
|---|---|---|---|
| Описание точек измерения | Проект | Результаты испытаний биологической защиты РУ на этапе Б (МКУ) | |
| | | БелАЭС | ЛАЭС-2 2й энергоблок |
| на поверхности биозащиты вблизи выводов каналов ИК | **$3{,}9\cdot10^{3}$** | **$3{,}65\cdot10^{3}$** | **$1{,}13\cdot10^{3}$** |
| В шахтном объема в зоне патрубков ГЦТ за теплоизоляцией корпуса реактора для четырех углов в плане под «холодным патрубком» ГЦТ в непосредственной близости от патрубка | **$1{,}0\cdot10^{3}$** | **$9{,}45\cdot10^{2}$** | $3{,}71\cdot10^{2}$ |
| В шахтном объема в зоне патрубков ГЦТ за теплоизоляцией корпуса реактора для четырех углов в плане по центру зазора между «холодным» и «горячим» патрубком ГЦТ | **$8{,}6\cdot10^{2}$** | **$8{,}45\cdot10^{2}$** | $7{,}29\cdot10^{2}$ |
| В шахтном объема в зоне патрубков ГЦТ за теплоизоляцией корпуса реактора для четырех углов в плане над «горячим» патрубком ГЦТ в непосредственной близости от патрубка | **$1{,}2\cdot10^{3}$** | **$1{,}09\cdot10^{3}$** | $9{,}29\cdot10^{2}$ |
| В боксе ПГ над средней площадкой обслуживания с торца ПГ | **$3{,}7\cdot10^{1}$** | **$0{,}727\cdot10^{1}$** | - |
| В боксе ПГ в районе «горячего» коллектора ПГ | **$4{,}3\cdot10^{2}$** | **$4{,}00\cdot10^{2}$** | - |
| В боксе ПГ в районе улитки ГЦНА- | **$2{,}1\cdot10^{2}$** | **$1{,}95\cdot10^{2}$** | $1{,}66\cdot10^{2}$ |

Результаты исследования эффективности биологической защиты на 1-м энергоблоке Белорусской АЭС и 2-м энергоблоке ЛАЭС-2

| Описание точек измерения | Суммарная мощность дозы гамма и нейтронного излучения в пересчете на 100% мощности РУ(мЗв/ч): | | |
|---|---|---|---|
| | Проект | Результаты испытаний биологической защиты | |
| | | БАЭС | ЛАЭС-2 |
| В верхней части шахтного объема на поверхности бетонной консоли в районе сильфона. | 5,1 | 0,372 | 0,594 |
| В верхней части шахтного объема на поверхности воздушного коллектора ВБ | 1,5 | 1,435 | 0,582 |
| В верхней части шахтного объема на поверхности нижней площадки обслуживания БЭР | 2,9 | 0,314· | 0,225 |
| В верхней части шахтного объема на поверхности средней площадки обслуживания БЭР. | $6{,}1\cdot10^{-1}$ | $3{,}154\cdot10^{-2}$ | $4{,}8\cdot10^{-1}$ |
| В верхней части шахтного объема на поверхности верхней площадки обслуживания БЭР. | $6{,}6\cdot10^{-2}$ | $1{,}11\cdot10^{-2}$ | $1{,}21\cdot10^{-2}$ |
| В верхней части шахтного объема в реакторном зале у края бетонной шахты реактора. | $6{,}9\cdot10^{-3}$ | $1{,}72\cdot10^{-3}$ | $2{,}15\cdot10^{-3}$ |

Результаты испытаний показали, что радиационная обстановка соответствует дозовым пределам, установленным нормативными документами, и проекту, а также подтвердили, что данные по ЛАЭС-2 являются референтнными для БелАЭС.

# МЕТОДИЧЕСКИЕ ВОПРОСЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Алексеев А.Г.

*ООО «АтомПромИнжиниринг»*

В работе рассматриваются некоторые методические моменты, касающиеся индивидуального дозиметрического контроля нейтронного излучения.

Первый момент: использование дозиметров гамма излучения в условиях присутствия нейтронного излучения. Когда показания такой дозиметров выше контрольных уровней возникает необходимость в реконструкции дозы нейтронов. Рассмотрены два варианта такой реконструкции на примере условий на Ростовской АЭС и «ОКБМ Африкантов» [1].

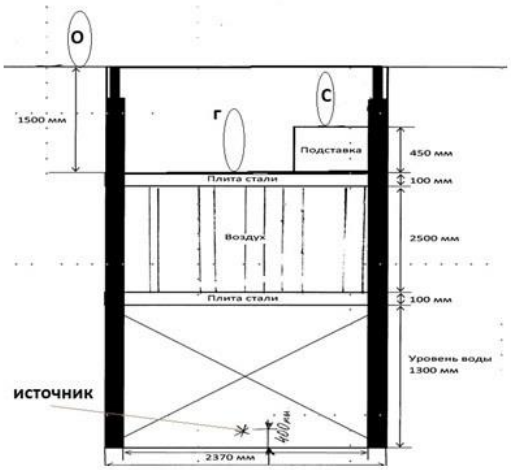
Второй момент: публикация обновленных рекомендаций по методическому обеспечению радиационного контроля в атомной отрасли вызвало необходимость уточнения и актуализации методик измерения, используемых на предприятиях отрасли. Рассматриваются методические вопросы измерения индивидуальных эквивалентных доз облучения нейтронным излучением персонала на примере Балаковской АЭС.

На основе экспериментальных и расчетных исследований были определены спектры нейтронов [2]. Используя спектры нейтронов выполнены расчеты поправочного коэффициента для термолюминесцентного дозиметра Harshaw 6776/8806 с использованием результатов измерений спектров нейтронов. Расчетные величины поправочного коэффициента лежат в диапазоне от 0,0231 до 0,638.

Для работ с источниками ИБН7(9) рекомендуется использовать значение поправочного коэффициента равное 0,3. Для работ в гермообъеме на мощности рекомендуется использовать значение поправочного коэффициента равное 0,10. Для работ рядом с ТК13 с ОЯТ рекомендуется использовать значение поправочного коэффициента равное 0,03.

Для дозиметров DMC2000GN рекомендуется использовать поправки только для оперативной оценки условий работы, а значения поправочного коэффициента при выполнении работ в условиях ГО устанавливать равным 2.

- Вторая ситуация: радиационный инцидент 23.09.2016 на стенде АО «ОКБМ Африкантов»
- [Алексеев А. Г., Цовьянов А. Г., Алексеев П.А. Реконструкция дозы нейтронов по показаниям индивидуальных дозиметров гамма излучения// Евразийский Союз Ученых (ЕСУ) #9 (66), 2019, DOI: 10.31618/ESU.2413-9335.2019.1.66.299.]




Геометрия расчета по программе MCNPX.
Г, С и О – обозначены места расположения персонала при инциденте

- ***Первый момент*: использование дозиметров гамма излучения в условиях присутствия нейтронного излучения.**

- Первая ситуация: работы при пуске 2-го энергоблока Ростовской АЭС. Персонал выполнял измерения у двери (двойная дверь) в подреакторное пространство. Персонал имел индивидуальные дозиметры ДТЛ-01 с ТЛД ДТГ-4 и электронные прямопоказывающие дозиметры . В связи с тем, что одна из двух дверей не было закрыта, уровень радиации был на порядок выше, чем прогнозировалось. По показаниям электронных дозиметров учитывалась доза нейтронов, по показаниям ДТЛ-01 - доза гамма излучения. Было зафиксировано превышение контрольных уровней суммарной дозы (гамма и нейтронов).

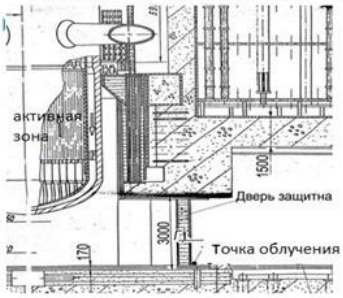
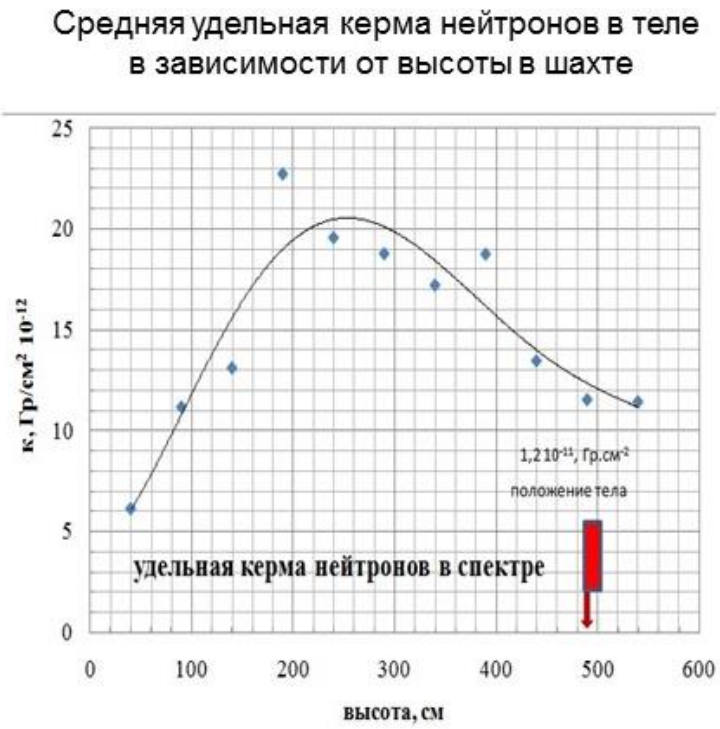



Рис.1. Геометрия облучения у двери в помещение под-реакторного пространства на 2-м энергоблоке Ростовской АЭС

Используемые в индивидуальных дозиметрах ТЛД типа ДТГ-4 (имеющие естественный изотопный состав по изотопам лития)
имеют повышенную чувствительность к нейтронам (обусловлена наличием изотопа $^{6}Li$), что приводит к некорректному измерению дозы гамма излучения при наличии нейтронного излучения.

| | Дозиметр | $H_p(10)$ гамма, мЗв | $H_p(10)$ нейтроны, мЗв |
|---|---|---|---|
| 1 | ДТЛ | 2,4 | - |
| 2 | ДВГ-01 | 2,3 | - |
| 3 | ДВГН-01 | 0,2 | 20,0 |
| 4 | По показаниям ДРГ-01Т1 | 0,17 | - |
| 5 | По показания ДКС96Н | - | 3,8 |

Отношение мощности амбиентного эквивалента дозы гамма и нейтронного излучения составило 0,045.
Доза гамма излучения по показаниям индивидуальных дозиметров ДТЛ и ДВГ-01 оказалась выше в 14 раз, чем показания гамма дозиметра ДРГ-01Т1.




Оценка дозы нейтронов по активации тела по изотопу $^{24}Na$

| Персонал | По гамма дозиметру, мЗв | По активности $^{24}Na$, мЗв (нижняя оценка) | По активности $^{24}Na$, мЗв (верхняя оценка) |
|---|---|---|---|
| 1 | 136 | 158 | 525 |
| 2 | 38 | 35 | 7 |
| 3 | 27 | 35 | 118 |
| 4 | 24 | 37 | 122 |
| 5 | нет дозиметра | 2 | 8 |
| 6 | 3 | 4 | 14 |
| 7 | 53 | 139 | 463 |

Верхняя оценка и нижняя оценка поглощенной дозы нейтронов по активности $^{24}Na$ отличалась в 3…4 раза. Полученная оценка по гамма дозиметру оказалась близка к нижней оценке по активности $^{24}Na$, которая была сделана на основе расчет спектра нейтронов в данной работе

Оценка нейтронной дозы по показаниям индивидуальных гамма дозиметров дает приемлемый по точности результат, если возможна достаточно корректная оценка соотношения вклада в дозу от гамма и нейтронного излучения; в противном случае оценка дозы нейтронов по величине дозы от гамма излучения имеет большую неопределенность.

Не рекомендуется использовать индивидуальные гамма дозиметры, обладающие чувствительностью к нейтронам, если существует (даже гипотетическая) возможность облучения нейтронным излучением.

# МЕТОДИЧЕСКИЕ РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ИЗМЕРЕНИЯ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ЭКВИВАЛЕНТНЫХ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НЕЙТРОННЫМ ИЗЛУЧЕНИЕМ ПЕРСОНАЛА БАЛАКОВСКОЙ АЭС

Целью разработки и использования методик измерения – обеспечить результат измерения с погрешносностью (неопределенностью) не выше нормативных требований. Один из рекомендованных способов уменьшения погрешности измерения индивидуальных эквивалентных доз персонала с помощью дозиметров является использование поправочного коэффициента, величина, которого зависит от спектра нейтронов в месте облучения. В данной работе представлены результаты определения поправочных коэффициентов для средств измерений используемых на Балаковской АЭС.

Определение поправок для используемых средств измерения (СИ) на Балаковской АЭС для измерения индивидуального эквивалента дозы выполнялось двумя способами:

- расчетным способом: используя результаты измерения спектров нейтронов на рабочих местах [4];

-экспериментально: на рабочих местах выполнялось измерение амбиентного эквивалента дозы нейтронов H*(10), затем в той же точке проводилось облучение дозиметров 6776/8806 и DMC2000GN на тканеэквивалентном фантоме.

Для измерения H*(10) использовался ДКС96Н с блоком детектирования БДМН-96 и стандартным замедлителем.

А.Г.Алексеев, П.А.Алексеев. Спектры нейтронов на рабочих местах персонала Балаковской АЭС // Журнал «Евразийский Союз Ученых. Технические науки». 2020/02/17; № 70(2):20-26. DOI: 10.31618/ESU.2413-9335.2020.2.70.534

В данной работе определялись поправки для дозиметров для измерения индивидульного эквивалента дозы для трех видов работ персонала Балаковской АЭС (и соответственно три разных источника нейтронов), когда возможно облучение нейтронным излучением:

- осмотр оборудования в помещениях гермообъема (ГО) при работе реакторной установки на мощности;
- работы в помещениях, где находятся нейтронные радионуклидные источники нейтронов (типа ИБН-7 или ИБН-9) – работы по наладке и настройке концентратомеров бора;
- вывоз и хранение отработанного ядерного топлива (ОЯТ), работа рядом с транспортным контейнером (ТК-13) с ОЯТ.

Поправочный коэффициент F для дозиметров используется для того, что бы от показаний дозиметра H (например, дозиметр отградуирован в спектре нейтронов источника Pu-Be в установке УКПН), перейти к значению индивидуального эквивалента дозы.

$$H_p(10) = F \times H$$

.- Величины поправочных коэффициентов для дозиметров 6776/8806

| место измерения | расчет поправки F по спектру нейтронов | измеренная величина F | средняя энергия, МэВ |
|---|---|---|---|
| ГО – Помещение машины осмотра корпуса реактора; | 0,082 | 0,11 | 0,156 |
| ГО помещение, рядом с ГЦНА | 0,086 | 0,1 | 0,163 |
| помещение настройки концентратомеров бора в 60 см от источника | 0,7 | 1,06 | 2 |
| помещение концентратомеров бора настройки на рабочем столе | 0,25 | 0,11 | 1,5 |

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В результате проведенной работы получены поправки для измерения индивидуального эквивалента дозы при облучении нейтронами персонала Балаковской АЭС помещениях постоянного и временного пребывания. Введение поправок можно сгруппировать в 3 группы: в помещениях гермообъема, в помещениях для работ с радионуклидными нейтронными источниками, помещения и зоны, где находятся транспортные контейнеры с ОЯТ. Поправочные коэффициенты, полученные на основе расчета данных по энергетической зависимости чувствительности и измеренных спектров нейтронов находятся в согласии с данными непосредственных измерений.

. Выполнены расчеты поправочного коэффициента для термолюминесцентного дозиметра Harshaw 6776/8806 с использованием результатов измерений спектров нейтронов.

Расчетные величины поправочного коэффициента лежат в диапазоне от 0,0231 до 0,638.

Для работ с источниками ИБН7(9) рекомендуется использовать значение поправочного коэффициента равное 0,3.

Для работ в гермообъеме на мощности рекомендуется использовать значение поправочного коэффициента равное 0,10;.

Для работ рядом с ТК13 с ОЯТ рекомендуется использовать значение поправочного коэффициента равное 0,03.

Так как дозиметры DMC2000GN используются только для оперативной оценки условий работы, то значения поправочного коэффициента можно учитывать, только при выполнении работ в условиях ГО, принимая значение F=2.

Подробно материал изложен в : А.Г.Алексеев, П.А.Алексеев, В.А.Пикалов/ МЕТОДИЧЕСКИЕ РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ИЗМЕРЕНИЮ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ
ЭКВИВАЛЕНТНЫХ ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НЕЙТРОННЫМ ИЗЛУЧЕНИЕМ ПЕРСОНАЛА БАЛАКОВСКОЙ АЭС/Журнал «Евразийский Союз Ученых» (ЕСУ) # 4(73), 2020. ср.9-14.

# ОНКОЭПИДЕМИОЛОГИЧЕСКАЯ СИТУАЦИЯ ВБЛИЗИ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ И ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Бирюков А.П., Коровкина Э.П., Орлов Ю.В., Васильев Е.В., Дибиргаджиев И.Г.

*ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва*

Канцерогенный эффект ионизирующей радиации неоднократно был изучен в эпидемиологических исследованиях, проведенных среди различных групп населения, подвергавшихся облучению по медицинским показаниям, на рабочем месте, включая ядерные производства, при испытании атомного оружия, в результате аварии на АЭС и других ядерных установках, и, наконец, при атомной бомбардировке Хиросимы и Нагасаки[1-3].

По данным МАИР число случаев злокачественных новообразований (ЗНО) растет во всем мире, что, в основном, связано с увеличением продолжительности жизни. Согласно прогнозу, ежегодно регистрируемое число впервые диагностированных случаев злокачественных новообразований к 2040 году увеличится с 17,0 млн. до 27,5 (на 61,4%) [1].

Данные государственной статистической отчётности являются основной базой для разработки и оценки результатов общегосударственных противораковых программ, используются при сравнительном анализе показателей онкологической помощи в различных популяциях на международном уровне и среди регионов России, в научных разработках[4].

Контроль уровня и динамики заболеваемости злокачественными новообразованиями в ходе оценки влияния воздействия ионизирующей радиации на организм человека является важнейшей задачей здравоохранения работников радиационно опасных предприятий и населения, проживающего вблизи объектов атомной промышленности и ядерной энергетики.

До настоящего времени сохраняется неопределенность в отношении оценки риска развития ЗНО у лиц, подвергающихся долговременному профессиональному облучению от источников ионизирующего излучения, что диктует необходимость проведения радиационно-эпидемиологических исследований среди работников радиационно опасных

предприятий и населения, проживающего вблизи объектов атомной промышленности и ядерной энергетики [5-9].

Цель исследования – анализ онкоэпидемиологической ситуации вблизи предприятий атомной промышленности и ядерной энергетики.

Задачи исследования:

1) Сравнительный анализ динамики заболеваемости ЗНО и смертности от них среди пациентов ЛПУ ФМБА России, закрытых административно-территориальных образований (ЗАТО) Госкорпорации «Росатом» (исследовательская выборка) и РФ (в целом) за период 2012-2018 гг.

2) Анализ динамики ЗНО и смертности от них по возрастным группам: 0-19лет; 20-39лет; 40-59лет; 60-85лет и нозологическим формам (МКБ-10).

Материалы и методы исследования

Основным источником материалов исследования являлись данные официальной медицинской статистики о заболеваемости злокачественными новообразованиями и смертности контингента ЗАТО ФМБА России (исследовательская выборка), всего контингента ЛПУ ФМБА (по данным ФГБУ ФЦИТЭП ФМБА России за 2012-2018 гг. по возрастным группам и нозологическим формам ЗНО (МКБ-10*)* и данные по РФ в целом (МНИОИ им. П.А. Герцена – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» МЗ России) за 2012-2018гг [4].

Анализ динамики заболеваемости злокачественными образованиями (ЗНО) и смертности от них среди работников радиационно опасных предприятий и населения, проживающего вблизи объектов атомной промышленности и ядерной энергетики за период 2012-2018гг. в сравнении с аналогичными данными по ЛПУ ФМБА России и РФ в целом представлен в таблице 1.

Таблица 1 - Динамика заболеваемости ЗНО (на 100 000) работников предприятий и населения, проживающего вблизи объектов атомной промышленности и ядерной энергетики (ЗАТО) в сравнении с ФМБА и РФ за 2012-2018гг

| Контингент | годы | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 2012 | 2013 | 2014 | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | Среднегодовой темп прироста,% |
| ЗАТО | 412,4 | 436,3 | 486,4 | 458,1 | 450,2 | 496,8 | 526,5 | 4,15 |
| ФМБА | 328,4 | 325,0 | 355,5 | 345,8 | 359,6 | 375,1 | 390,1 | 2,91 |

| | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| РФ | 367,3 | 373,4 | 388 | 402,6 | 408,6 | 420,3 | 425,5 | 2,7 |

Отмечен рост заболеваемости ЗНО как в ЗАТО ФМБА, так и по всем ЛПУ ФМБА и РФ в целом за 2012-2018гг. Среднегодовой темп прироста заболеваемости ЗНО составил: ЗАТО-4,2%, ФМБА -2,9%, РФ -2,7%.

Следует отметить более высокий средний темп прироста заболеваемости ЗНО всех локализаций среди населения ЗАТО ФМБА (4,2%) по сравнению с таковым по ЛПУ ФМБА России (2,9%) и РФ (2,7%) в целом.

Что касается повозрастных показателей заболеваемости ЗНО изучаемых контингентов, можно отметить, что как ранее отмечалось в наших исследованиях и в работах других авторов [1,3,4], наибольшее число случаев ЗНО наблюдается в группах старших возрастов: 40-59 лет – 23,3- 26,6%; 60-85 лет – 72,2-68,3% [10,11].

В наших исследованиях также был проведен сравнительный анализ показателей смертности от злокачественных новообразований среди жителей ЗАТО, обслуживаемых учреждениями здравоохранения ФМБА России, всего контингента ЛПУ ФМБА России и РФ.

Результаты проведенных исследований представлены в таблице 2.

Как видно из таблицы 2, в учреждениях здравоохранения ФМБА России смертность от ЗНО (на 100 000 нас.) в данном интервале времени составила:149,1–167,9, что значительно меньше российских показателей: 201,0 – 200,0 (табл.2), что можно объяснить более ранним выявлением заболеваний и качеством медицинского обслуживания.

Однако, смертность от ЗНО (на 100 000 нас.) жителей ЗАТО составила за данный период времени: 220,1–257,3, что превышает показатели по ЛПУ ФМБА России и РФ (табл.2).

Таблица 2 - Смертность от ЗНО (на 100 000 нас) контингента ЗАТО, ЛПУ ФМБА России и РФ в целом (2012–2018гг)

| Контингент | Годы | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | 2012 | 2013 | 2014 | 2015 | 2016 | 2017 | 2018 | темп прироста, % |
| ЗАТО | 220,1 | 219,1 | 232,8 | 226,1 | 245,6 | 241,9 | 257,3 | 2,6 |
| ФМБА | 149,1 | 143,0 | 154,5 | 154,0 | 168,3 | 172,6 | 167,9 | 2,0 |

| | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| РФ | 201,0 | 201,1 | 199,5 | 202,5 | 201,6 | 197,9 | 200,0 | 0,1 |

В структуре смертности от ЗНО (МКБ-10) в 2018 году в ЛПУ ФМБА России наибольший удельный вес составляли опухоли трахеи, бронхов, легкого (13,7%), желудка (10,3%),ободочной кишки (9,1%), молочной железы (8,7%), прямой кишки, ректосигмоидного соединения, ануса (6,3%), предстательной железы (5,4%), лимфоидной и кроветворной ткани (5,3%). В РФ в 2018 году структура смертности от ЗНО была аналогичной [4,10,11].

*Заключение*

Исследования показателей заболеваемости ЗНО работников предприятий, организаций и прикреплённого населения, обслуживаемых ЛПУ ФМБА России, показали, что они незначительно отличаются от национальных показателей: заболеваемость ЗНО данного населения ниже, чем по России. Коэффициент отношения ЗАТО/ФМБА составляет 1,3, ФМБА/РФ-0,9.

Смертность от ЗНО в учреждениях здравоохранения ФМБА России в исследованном интервале времени составляла:149,1-167,9, что значительно меньше российских показателей: 201,0-200,0. Среднегодовой темп прироста абсолютного числа умерших от ЗНО составил: у жителей ЗАТО – 2,8%, по ФМБА – 0,16%, по РФ – 0,34%.

При анализе показателей смертности от ЗНО работников предприятий, организаций и прикреплённого населения, обслуживаемых ЛПУ ФМБА России, также были установлены положительные тенденции. Уровень общей смертности (число умерших на 100 тыс. населения) среди контингента, обслуживаемого учреждениями ФМБА России, был значительно ниже, чем по России в целом: коэффициент отношения ФМБА/РФ по смертности составил 0,47.

Таким образом, по результатам проведённого статистического анализа, заболеваемость злокачественными новообразованиями росла во всех исследуемых группах с примерно одинаковой скоростью (темпы прироста статистически значимо отличались от 0 и были около 3% в год).

Показатели смертности от злокачественных новообразований также находились в рамках описанных тенденций.

Наибольшее внимание привлекает «лидерство» населения ЗАТО по уровню заболеваемости и смертности в сравнении с ФМБА России в целом и населением Российской Федерации. Хотелось бы предостеречь наших читателей от скоропалительных

выводов, которыми часто пользуются сторонники радиофобии: радиационных рисков там нет. Мы это указывали, когда описывали вклад радиационного фактора в канцерогенную ситуацию для изучаемого контингента. Именно население ЗАТО, как уникальное по ментальным, национальным и профессионально-квалификационным характеристикам сообщество, является основной точкой приложения усилий ФМБА России по укреплению здоровья, профилактике и реабилитации заболеваний. Именно за счет повышения качества жизни и сбережения активного профессионального долголетия возраст населения ЗАТО выше, чем по России в целом и 72,2% злокачественных новообразований дает группа населения 60 – 85 лет.

Проведенные исследования свидетельствуют, что дальнейшее развитие противораковой борьбы в качестве важного стратегического направления в деятельности Федерального медико-биологического агентства России должно быть основано на понимании комплексности канцерогенной обстановки производственной и бытовой сферы как интегральной опасности нанесения ущерба здоровью человека. Это диктует необходимость совершенствования практики гигиенического регламентирования в условиях нормальной эксплуатации радиационно опасных объектов с учетом отечественного опыта, международных норм и правил, внедрения новых эффективных и наиболее экономичных форм организации и управления санитарно-эпидемиологическим благополучием.

ЛИТЕРАТУРА

1. Планирование и развитие системы популяционной регистрации злокачественных новообразований// ВОЗ – Техническая публикация МАИР– № 43, 2016, 45 с.

2. Hill A.B. The environment and disease: association or causation? J. R. Soc. Med.2015, 108(1)– P. 32–7.

3. Заридзе Д.Г. Профилактика рака. Руководство для врачей – М., ИМА-ПРЕСС, 2009.–224с.

4. Злокачественные новообразования в России в 2018 году (заболеваемость и смертность) / под ред А.Д. Каприна, В.В. Старинского, Г.В. Петровой. М: МНИОИ им. П.А. Герцена – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» МЗ России, 2018– 250 с.

5. Richardson D.B., Cardis E., Daniel R.D., et. al. Risk of cancer from occupational exposure to ionising radiation: retrospective cohort study of workers in France, the United Kingdom, and the United States (INWORKS). BMJ, 2015,№351, doi: https://doi.org /10.1136/bmj.h5359 (Published 20 October 2015).

6. Ильин Л.А., Иванов А.А., Кочетков О.А. и соавт.// Техногенное облучение и безопасность человека / под общей ред. Л.А. Ильина. М.: ИздАТ, 2006.– 303 с.

7. Radiation. IARC Monogr Eval Carcinog Risks Hum. 2012, №100 (Pt D), P.7–303.

8. Соловьев В.Ю., Бушманов А.Ю., Барабанова А.В., Бирюков А.П., Хамидулин Т.М. Анализ профессиональной принадлежности пострадавших в радиационных инцидентах на территории бывшего СССР// Медико-биологические и социально-психологические проблемы безопасности в чрезвычайных ситуациях. 2011.– № 1. – С. 5-9.

9. Демин В.Ф., Бирюков А.П., Седанкин М.К., Соловьев В.Ю. Специфика риска радиогенного рака для профессиональных работников.// Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2020. Т. 65, № 2. С. 17 – 20.

10. Бирюков А.П., Коровкина Э.П., Дибиргаджиев И.Г., Арчегова М.Г. Влияние факторов канцерогенного риска на заболеваемость ЗНО среди пациентов учреждений здравоохранения ФМБА России. // Материалы Международной научно-практической конференции «Современные проблемы радиационной медицины: от науки к практике»/Под общей ред. доктора мед. наук, доц. А.В. Рожко. Гомель РНПЦ РМиЭЧ, 2020. С. 7-8.

11. Коровкина Э.П., Бирюков А.П., Орлов Ю.В., Арчегова М.Г. Структура заболеваемости и смертности от злокачественных новообразований среди пациентов учреждений здравоохранения ФМБА России // Материалы Третьего международного форума онкологии и радиологии. М. 2020.– С. 369-370.

# АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ РАДИАЦИОННО-ЭКОЛОГИЧЕСКОГО МОНИТОРИНГА В РЕГИОНЕ РАЗМЕЩЕНИЯ РОСТОВСКОЙ АЭС

Панов А.В., Исамов Н.Н., Кузнецов В.К.

*ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Перспективы развития ядерной энергетики, как важной составляющей энергобезопасности государства, во многом определяются решением ряда экологических задач, одной из которых является обоснование радиационной безопасности человека при эксплуатации атомных электростанций и связанных с этим выбросов и сбросов радионуклидов в окружающую среду [1-2]. Это обоснование возможно только при организации и ведении радиационно-экологического мониторинга в районах расположения АЭС на основе результатов многолетних наблюдений за поступающими от электростанции радионуклидами в окружающую среду. При эксплуатации АЭС в технологически штатном режиме происходят выбросы и сбросы строго контролируемого количества радиоизотопов, которые, попадая в окружающую среду, включаются в пищевые цепочки миграции и формируют дополнительное к естественному фону облучение человека. Сельскохозяйственная продукция (и в первую очередь продукты питания), производимая в регионе размещения АЭС, во всех случаях является одним из основных источников поступления радионуклидов в организм человека, проживающего на территории, прилегающей к атомной электростанции. Это обуславливает особое внимание к аграрным экосистемам, как объекту воздействия на население предприятий ядерной энергетики [3]. Учитывая, что в Российской Федерации в 30-км зонах влияния АЭС от 50 до 90% территории занимают сельскохозяйственные угодья, становится очевидной необходимость организации системы радиационно-экологического мониторинга аграрных экосистем в районах расположения атомных электростанций для обеспечения безопасного проживания населения и снабжения его продуктами питания, соответствующими санитарно-гигиеническим нормативам [4]. Для исследования была выбрана Ростовская (с 2001 по 2010 гг. Волгодонская) АЭС суммарной мощностью 4,03 ГВт, которая является крупнейшим на аграрном юге России предприятием энергетики, вырабатывая около 30% годового регионального объема электроэнергии. Цель исследования - анализ результатов многолетних наблюдений за влиянием Ростовской АЭС на радиоэкологическую обстановку в регионе размещения станции, полученных на сети радиационно-экологического мониторинга.

Площадка Ростовской АЭС (РАЭС) расположена в Дубовском районе Ростовской области в 13,5 км от г. Волгодонск и в 19,8 км от г. Цимлянск. Ближайшие населенные пункты - хутор Харсеев и станица Подгоренская, находятся вне санитарно-защитной зоны РАЭС на расстоянии 4,0 и 5,0 км, соответственно. Тридцатикилометровая зона наблюдения РАЭС, занимающая площадь 282,6 тыс. га, включает 91,3 га водной поверхности юго-западной части Цимлянского водохранилища. В 30-км зону входят два города – Волгодонск и Цимлянск, 38 сельских поселений, а также сельскохозяйственные угодья 24 коллективных фермерских хозяйств Волгодонского, Цимлянского, Зимовниковского и Дубовского районов. В структуре землепользования агропредприятий преобладают пахотные угодья – 68,5% и пастбища – 21,6%. Сельскохозяйственными землями занято 93% сухопутной части 30-км зоны наблюдения РАЭС. Окружающие электростанцию сельскохозяйственные угодья, в основном, используются под пашню, где возделываются зерновые, овощные, а также кормовые культуры. Основной почвенный фонд данного региона составляют каштановые почвы и южные черноземы тяжелого гранулометрического состава. Совместно со средне-, тяжелосуглинистыми и глинистыми по механическому составу почвами они формируют 92-100% почвенного покрова от общей площади сельскохозяйственных угодий в зоне наблюдения РАЭС [4]. На основе анализа данных по характеристикам почв агроэкосистем и структуре землепользования, в 2001 г. была заложена сеть радиационно-экологического мониторинга в зоне влияния РАЭС, включающая семь контрольных участков (КУ) и два контрольных пункта (КП).

Контрольные участки и контрольные пункты, расположенные в 15-км зоне размещения РАЭС, выбирались в соответствии с требованиями МУ-13.5.13-00 [3] по «розе ветров» таким образом, чтобы на преобладающих типах почв были представлены основные возделываемые в регионе сельскохозяйственные культуры, при этом отдельно анализировались данные для пахотных и лугопастбищных угодий. Площадь сельскохозяйственных угодий, где были заложены контрольные участки, варьировала от 20 до 192 га, а территория садовых обществ составляла 10 га. При выборе контрольных участков на пастбищах оценивалась информация по направлениям и отраслевой структуре ведения животноводства. В связи с преобладанием в регионе мясного скотоводства, с одной стороны, и молока, как критического продукта, с которым поступает наибольшее количество радионуклидов в рацион питания населения, с другой, было выбрано два контрольных пункта (КП-1 и КП-2), где имеется молочное стадо коров. Для оценки радиационно-экологической ситуации в водной экосистеме Цимлянского водохранилища в 2018 г. были определены три контрольных пункта (КП-3 – КП-5).

Мониторинговые исследования проводились в соответствии с требованиями МУ-13.5.13-00 [3] и рекомендациями [5] в период 2001-2018 гг. на всем промежутке времени за исключением отдельных лет. На контрольных участках, расположенных на пашне, отбирался пахотный горизонт (0-20 см), а на лугах и пастбищах верхний слой почвы глубиной 10 см. При сопряженном отборе растительных и почвенных образцов для определения содержания радионуклидов, агрохимических показателей почв и коэффициентов накопления радионуклидов в продукции растениеводства, одновременно проводилось и измерение мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД). На контрольном участке КУ-2 в 2008 и 2018 гг. дополнительно отбирались пробы почвы послойно, что дало возможность оценить динамику вертикального распределения радионуклидов в почвенном профиле. Отобранная при мониторинге продукция растениеводства разделялась на хозяйственно-ценную (зерно, клубне- и корнеплоды, овощи) и побочную часть продукции (солома и др.). На контрольных пунктах, где ведется наблюдение за миграцией радионуклидов по животноводческой цепочке (КП-1 и КП-2), был проведен отбор проб почвы, рациона сельскохозяйственных животных, молока и говядины. В водной экосистеме Цимлянского водохранилища отбирались пробы воды, донных отложений и рыбы. Во всех образцах определяли содержание естественных ($^{40}$K, $^{226}$Ra, $^{232}$Th) и наиболее радиологически значимых техногенных ($^{90}$Sr, $^{137}$Cs) радионуклидов.

Работа Ростовской АЭС обеспечивается эксплуатацией четырех энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000: энергоблок №1 запущен в 2001 г., №2 в 2010 г, №3 в 2015 г. и №4 в 2018 г., соответственно. Поэтому ведение радиоэкологического мониторинга в регионе РАЭС в течение 18 лет дало возможность оценить влияние атомной электростанции на человека и окружающую среду от работы всех четырех энергоблоков.

На первом этапе анализа данных мониторинга была выполнена оценка динамики удельной активности радионуклидов техногенного происхождения в почвенных образцах. За весь 18-летний период наблюдений содержание $^{90}$Sr в почве варьировало в достаточно узких пределах 1,1-8,7 Бк/кг, а $^{137}$Cs от 5,4 до 18,8 Бк/кг. Вариабельность данных по контрольным участкам и пунктам составляла 1,2-4,0 раза для $^{90}$Sr и 1,4-3,0 раза для $^{137}$Cs. При этом, нигде не было обнаружено трендов на увеличение содержания техногенных радионуклидов в отобранных почвенных образцах на всей рассматриваемой территории. Таким образом, начиная с 2001 г. ввод в эксплуатацию новых энергоблоков РАЭС не оказал значимого влияния на увеличение содержания техногенных радионуклидов в почвах агроэкосистем, прилегающих к атомной электростанции территорий.

Среднее содержание $^{90}Sr$ в почве в регионе размещения РАЭС составляет 1,7-7,4 Бк/кг, $^{137}Cs$ варьирует в пределах 7,5-14,9 Бк/кг. Диапазон вариации среднего содержания в почве естественных радионуклидов составляет: для $^{40}K$ 561-634 Бк/кг, для $^{226}Ra$ 23,4-27,5 Бк/кг, для $^{232}Th$ 32,7-35,9 Бк/кг. Мощность эквивалентных доз гамма-излучения на местности за годы исследований находилась в диапазоне 0,09-0,16 мкЗв/ч, при среднем значении 0,13 мкЗв/ч. Полученные результаты мониторинга хорошо согласуются как с данными из международных источников [6], так и с результатами российских исследований, проведенных в регионе Ростовской АЭС [7-8]. Сравнительный анализ данных по удельной активности техногенных радионуклидов в почве пашни и лугопастбищных угодий показал, что на последних уровни содержания $^{90}Sr$ на 15%, а $^{137}Cs$ на 25% выше, что объясняется проведением на пашне ежегодных агротехнических мероприятий и перераспределением радионуклидов в почвенном профиле на бóльшую глубину.

Для оценки динамики миграции радионуклидов техногенного происхождения в почве целинных лугов, в 2008 и 2018 гг. на контрольном участке КУ-2 (сенокос с естественными многолетними травами) были отобраны пробы почвы послойно на глубину до 25 см. Отмечена слабая вариабельность распределения $^{90}Sr$ в почвенном горизонте (в пределах 0,5-1 Бк/кг) и $^{137}Cs$ (диапазон 1-5 Бк/кг). При этом, не обнаружено увеличения содержания этих радионуклидов в верхних слоях почвы за 10-летний период, что говорит об отсутствии дополнительного поступления $^{90}Sr$ и $^{137}Cs$ в окружающую среду после пуска энергоблоков №2, №3 и №4 РАЭС, а присутствие их в почве объясняется глобальными выпадениями.

С точки зрения радиационной безопасности человека более значимым является определение содержания радионуклидов в производимой сельскохозяйственной продукции и продуктах питания, а также оценка их соответствия установленным радиологическим стандартам и санитарно-гигиеническим нормативам. Это особенно важно, поскольку в регионе Ростовской АЭС значительную долю в рационе питания населения составляют пищевые продукты местного производства. Среднее содержание радионуклидов в продовольственном зерне за весь 18-летний период наблюдений находилось в диапазонах: для $^{40}K$ 115-209 Бк/кг, для $^{90}Sr$ 0,1-0,68 Бк/кг и для $^{137}Cs$ 0,23-0,54 Бк/кг. Вариабельность данных в накоплении радионуклидов в продукции растениеводства объясняется как сортовыми особенностями растений, так и погодными условиями, а также дозами применения агромелиорантов в разные годы исследований, что в определенной степени повлияло на миграцию радионуклидов. Например, различия в

накоплении естественных радионуклидов в зерне для одной и той же культуры в разные годы составили 1,1-2,1 раза, а для техногенных 1,1-4,6 раза, при этом ни на одном контрольном участке не были зафиксированы тренды по увеличению во времени содержания $^{90}Sr$ и $^{137}Cs$ в данной сельскохозяйственной продукции. Даже максимальные значения удельной активности техногенных радионуклидов в продовольственном зерне ($^{90}Sr$ - 0,74 и $^{137}Cs$ - 0,90 Бк/кг) были в 55 раз для $^{90}Sr$ и в 65 раз для $^{137}Cs$ ниже действующих нормативов (СанПин 2.3.2.1078-01 и СанПиН 2.3.2.2650-10).

В кормах сельскохозяйственных животных (солома, естественные и сеянные травы) радионуклиды накапливаются в большей степени по сравнению с зерном, что связано с биологическими особенностями растений. Так, в соломе зерновых с контрольных участков, среднее содержание $^{90}Sr$ варьировало в диапазоне 0,35-1,31 Бк/кг и $^{137}Cs$ 0,97-2,0 Бк/кг, а в зеленой массе трав с контрольных участков и контрольных пунктов этот диапазон составлял 0,44-3,7 Бк/кг для$^{90}Sr$ и 0,87-1,8 Бк/кг для $^{137}Cs$, соответственно. За весь 18-летний период наблюдений максимально зафиксированные уровни удельной активности $^{90}Sr$ в соломе были в 130 раз ниже норматива по содержанию этого радионуклида в кормах (180 Бк/кг по ВП 13.5.13/06-01), а по $^{137}Cs$ эта разница составила 190 раз (норматив 400 Бк/кг). Максимальные уровни содержания $^{90}Sr$ в траве были в 12 раз ниже норматива (50 Бк/кг по ВП 13.5.13/06-01), а $^{137}Cs$ почти в 40 раз (норматив 100 Бк/кг). В целом, представленные данные показывают, что продукция растениеводства, производящаяся в регионе размещения Ростовской АЭС, полностью соответствует радиологическим нормативам с большими коэффициентами запаса и не оказывает влияния на формирование дополнительной дозовой нагрузки на население.

При радиационно-экологическом мониторинге всегда особое внимание уделяется продуктам питания местного производства с минимальной технологической кулинарной переработкой. Анализ результатов многолетних наблюдений показал, что при нормативе СанПиН 2.3.2.2650-10 по содержанию $^{90}Sr$ 40 Бк/кг в овощах, картофеле и бахчевых, максимальные уровни удельной активности данного радионуклида в этих видах пищевой продукции, производящейся в регионе РАЭС, в 45 раз ниже установленного лимита. Максимальные уровни содержания $^{137}Cs$ в овощах, картофеле и бахчевых в 80 раз ниже норматива (80 Бк/кг) СанПиН 2.3.2.2650-10. При довольно большом наборе пищевой растениеводческой продукции, производящейся в регионе РАЭС, нельзя выделить какие-либо группы продуктов с повышенными уровнями накопления радионуклидов или имеющими тенденцию к такому увеличению. Содержание техногенных радионуклидов в продукции животноводства за весь 18-летний рассматриваемый период также было

довольно низким. Так, в молоке максимальные уровни удельной активности $^{90}Sr$ были более, чем в 400 раз ниже норматива СанПин 2.3.2.1078-01 (25 Бк/кг), а по $^{137}Cs$ (норматив 100 Бк/кг) эта разница оказалась еще выше - 600 раз. В действующем в настоящее время СанПиН 2.3.2.2650-10 $^{90}Sr$ в мясе не нормируется, а при сравнении данных мониторинга с более ранним нормативом СанПин 2.3.2.1078-01 (50 Бк/кг) уровни содержания этого радионуклида в говядине, были в 2,5 тыс. раз ниже установленного лимита. По нормативу СанПиН 2.3.2.2650-10 для $^{137}Cs$ (200 Бк/кг), содержание данного радионуклида в пробе говядины было почти 3 тыс. раз меньше лимита. Аналогичная картина наблюдается и по рыбе из Цимлянского водохранилища. Содержание в леще $^{90}Sr$ было более, чем в 1 тыс. раз ниже норматива СанПин 2.3.2.1078-01(100 Бк/кг) и в 2,5 тыс. раз ниже норматива по $^{137}Cs$ (130 Бк/кг).

Достаточно хорошая сходимость полученных нами результатов исследований региона РАЭС обнаруживается с данными радиационно-гигиенического мониторинга ФГУН НИИРГ. Так, для периода 2007-2009 гг. в [9] представлены данные по содержанию $^{137}Cs$ в молоке из региона Ростовской АЭС в диапазоне 0,04-0,12 Бк/кг, в говядине 0,1-0,2 Бк/кг и в овощах 0,05-0,09 Бк/кг, что практически полностью совпадает с полученными нами результатами на более длительном временном промежутке. Данные ФГБНУ ВНИИРАЭ по оценке содержания искусственных радионуклидов в пищевой продукции, произведенной в регионе РАЭС, также хорошо коррелируют и с результатами, полученными службами Роспотребнадзора на более широкой сети мониторинга всей Ростовской области [10]. Таким образом, можно заключить, что пищевая продукция из региона РАЭС, с момента пуска в 2001 г. первого энергоблока и по настоящее время, полностью соответствует установленным в СанПиН нормативам по содержанию радионуклидов $^{90}Sr$ и $^{137}Cs$ и не оказывает влияния на формирование дополнительных доз внутреннего облучения у населения.

В районе РАЭС техногенные радионуклиды поступают в водоем-охладитель в составе сбросных вод и путем прямого осаждения выбросов из воздуха. Радионуклиды, попадающие в водоемы, перераспределяются в толще воды и обычно накапливаются в придонных отложениях, бентосе, водных растениях и рыбе. Согласно Нормам радиационной безопасности (НРБ-99/2009), уровни вмешательства при содержании в воде отдельных радионуклидов составляют: $^{90}Sr$ – 4,9 Бк/кг, $^{37}Cs$ – 11 Бк/кг. Результаты обследования контрольных точек показывают, что содержание радионуклидов в воде Цимлянского водохранилища ниже уровня вмешательства по $^{90}Sr$ в 163, а по $^{37}Cs$ в 183 раза. Таким образом, можно заключить, что радиоэкологическая ситуация в Цимлянском

водохранилище, имеющем важное хозяйственное значение для региона, является благополучной.

Полученные результаты мониторинга по содержанию техногенных радионуклидов в воде и продуктах питания (молоко, мясо, рыба, картофель, овощи) хорошо согласуются с данными радиационно-гигиенического мониторинга, проводимого в регионе РАЭС сотрудниками ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА РФ и представленными в работе [11]. Анализ 18-летних результатов наблюдений за радиоэкологической обстановкой в регионе размещения Ростовской АЭС, полученных на сети радиоэкологического мониторинга, позволяет сделать вывод о том, что эксплуатация РАЭС в штатном режиме не приводит к регистрируемому увеличению содержания радионуклидов в продукции сельского хозяйства, продуктах питания и объектах окружающей среды [12]. Система радиационно-экологического мониторинга агроэкосистем должна являться неотъемлемой составляющей в общей системе радиационной безопасности в регионах размещения АЭС и других радиационно-опасных объектов.

Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (грант №18-19-00016).

ЛИТЕРАТУРА

1. Алексахин, Р.М. Актуальные экологические проблемы ядерной энергетики / Р.М. Алексахин // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114, №5. – С. 243-248.

2. Большов, Л.А. Экологическая безопасность ядерной энергетики и топливных циклов / Л.А. Большов, Р.В. Арутюнян, И.И. Линге, С.В. Казаков // Бюллетень по атомной энергии. – 2004. – №5. – С. 61-65.

3. Организация государственного радиоэкологического мониторинга агроэкосистем в зоне воздействия радиационно-опасных объектов. МУ-13.5.13-00. (утв. Минсельхозом РФ 7 августа 2000 г.) – М., 2000. – 28 с.

4. Радиационно-экологическая обстановка и социально-экономическое состояние региона Ростовской (Волгодонской АЭС). – Обнинск: ГНУ ВНИИСХРАЭ, 2008. – 37 с.

5. Методы организации и ведения агроэкологического мониторинга сельскохозяйственных угодий в зонах техногенного загрязнения и оценка экологической

обстановки в сельском хозяйстве в регионах размещения атомных электростанций и аварии на ЧАЭС / под ред. Н.И. Санжаровой. – Обнинск: ВНИИСХРАЭ, 2010. – 276 с.

6. United Nations, Sources and Effects of Ionizing Radiation (Report to the General Assembly with Scientific Annexes). Volume 1 Sources. Annex B, Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), UN, New York, 2000, pp. 84-156.

7. Аветисян, С.Р. Естественные и искусственные радионуклиды в растительных объектах Ростовской области / С.Р. Аветисян, Е.А. Бураева, А.А. Гончаренко, А.М. Давыденко, Е.В. Дергачева, В.С. Нефедов, В.В. Стасов, А.Н. Триболина // Современные проблемы науки и образования. – 2015. – № 2. – С. 533.

8. Малаева, Т.Ю. Радиационный контроль района размещения Ростовской АЭС / Т.Ю. Малаева // Глобальная ядерная безопасность. – 2012. – №4(5). – С. 7-13.

9. Прокопенко, С.И. Оценка радиационной обстановки в зоне наблюдения Волгодонской атомной электростанции за 2007-2009 гг. / С.И. Прокопенко, А.Н. Барковский, В.Ю. Голиков, М.В. Калинина, М.Ю. Соловьев // Радиационная гигиена. – 2010. – Т. 3, №3. – С. 47-50.

10. Соловьев, М.Ю. Опыт совершенствования радиационно-гигиенического мониторинга и радиационно-гигиенической паспортизации на территории Ростовской области / М.Ю. Соловьев, М.В. Калинина, Т.В. Жукова // Радиационная гигиена. – 2010. – Т. 3, №1. – С. 40-44.

11. Шандала, Н.К. Состояние радиационно-гигиенической обстановки в районе размещения АЭС / Н.К. Шандала, И.П. Коренков, В.В. Романов // Медицинская радиология и радиационная безопасность. – 2015. – Т. 60, №2. – С. 15-21.

12. Панов, А.В. Радиационно-экологический мониторинг в регионе размещения Ростовской АЭС. Анализ результатов многолетних исследований / А.В. Панов, Н.Н. Исамов, В.К. Кузнецов // Радиационная гигиена. – 2019. – Т. 12, №2 (специальный выпуск). – С. 54-65.

# КЛАСТЕРИЗАЦИЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ С РЕАКТОРАМИ PWR ПО ВЕЛИЧИНАМ ГОДОВОГО НОРМАЛИЗОВАННОГО ВЫБРОСА

Переволоцкая Т.В.

*ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Одним из важных аспектов проблемы оценки воздействия проектируемых атомных электростанций на окружающую среду является прогнозирование доз облучения биоты от штатных радиоактивных выбросов атомных электростанций (АЭС). Величина штатных выбросов АЭС с одинаковыми реакторами может служить основой для оценки формирования радиационной обстановки и расчета доз облучения на биоту. С применением методов кластерного анализа 19 АЭС с реактором PWR [1,2] были, по составу годового нормализованного выброса, распределены на 6 кластеров. Основными критериями определения состава каждого кластера являются годовые выбросы $^{3}$H и $^{133}$Xe (рис.1). Для консервативной оценки формирования радиационной обстановки при штатных выбросах АЭС с реакторами PWR и последующим расчетом доз облучения на биоту предлагаются, на основе статистической обработки данных, величины годового нормализованного выброса радионуклидов, выбранных из всех кластеров: $^{3}$H – $8\cdot10^{11}$, $^{14}$C – $2\cdot10^{11}$, $^{41}$Ar – $4\cdot10^{10}$, $^{85}$Kr – $1\cdot10^{11}$, $^{133}$Xe – $5\cdot10^{11}$, $^{135}$Xe – $8\cdot10^{11}$, $^{131}$I и $^{133}$I – по $1\cdot10^{7}$, $^{60}$Co и $^{137}$Cs – $1\cdot10^{6}$ Бк.

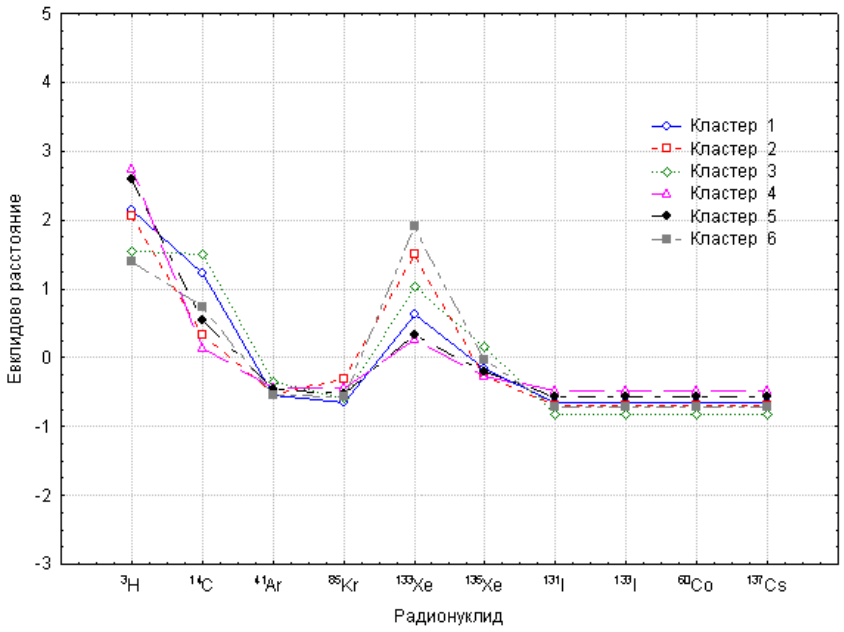



Рисунок 1 - Результаты дисперсионного анализа методом k-средних для каждого кластера

# ОБЪЕМНАЯ АКТИВНОСТЬ РАДИОНУКЛИДОВ И МОЩНОСТЬ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ В ПРИЗЕМНОМ СЛОЕ ВОЗДУХА ПРИ СУТОЧНОМ ШТАТНОМ РАДИОАКТИВНОМ ВЫБРОСЕ (НА ПРИМЕРЕ ЛАЭС-2)

Переволоцкий А.Н.

*ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Прогнозирование содержания радионуклидов в атмосферном воздухе является важной составляющей проведения оценок радиационного воздействия на человека и биоту при эксплуатации объектов использования атомной энергии в штатном режиме.

Цель исследования состояла в прогнозной оценке объемной активности радионуклидов в атмосферном воздухе и связанных с ней ожидаемых поглощенных дозах внешнего облучения при суточном штатном выбросе ЛАЭС-2. Расчеты были проведены при помощи программы, реализующей Гауссову модель рассеяния кратковременных выбросов [1]. Приняты постоянные метеорологические условия в течение 24 часов выброса, которые характеризовались категорией устойчивости атмосферы – D (нейтральные условия) и скоростью ветра на высоте флюгера 4,4 м/с [2], аэродинамической шероховатостью земной поверхности 100 см, высотой выброса 100 м, тепловым и динамическим подъемом струи выброса пренебрегали.

Максимальная объемная активность радионуклидов из состава суточного выброса в приземном слое атмосферы прогнозируется на удалении 1300-1400 м от АЭС, достигая 6,5 Бк/м$^3$ по $^{133}$Xe, 1-2 – $^{135}$Xe и $^{88}$Kr, десятых долей Бк/м$^3$ – $^{3}$H, $^{83m}$Kr, $^{85m}$Kr, $^{87}$Kr. Объемная активность остальных радиоизотопов инертных газов не превысит сотых долей Бк/м$^3$, радиоактивных изотопов йода – $<10^{-5}$ Бк/м$^3$, радиоактивных аэрозолей – $<10^{-6}$ Бк/м$^3$.

Мощность поглощенной дозы в приземном слое воздуха, обусловленная радионуклидами из состава штатного выброса составит 1,3 нГр/час по β- и 0,9 нГр/час по γ-излучению на удалении 1300-1400 м от источника выброса, что на 2 математических порядка меньше по сравнению с уровнем естественного радиоактивного фона. Основной вклад в спектр β-излучения вносит $^{133}$Xe (30%), $^{135}$Xe, $^{87}$Kr и $^{88}$Kr (по 20%), ~60% энергии γ-излучения определяется $^{88}$Kr, а также $^{133}$Xe и $^{135}$Xe (по 14%). Вклад долгоживущих радионуклидов в величину мощности дозы пренебрежимо мал.

# РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА ГРУНТОВ, ПОЧВЫ И ПРИРОДНЫХ ВОД СТРОИТЕЛЬНОЙ ПЛОЩАДКИ ДЛЯ СООРУЖЕНИЯ ЦЕНТРА ЯДЕРНОЙ НАУКИ И ТЕХНОЛОГИЙ В РЕСПУБЛИКЕ ЗАМБИЯ

Клочкова Н.В., Савельев А.А., Писаненко С.С.

*АО «ВНИИХТ», г. Москва*

Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» и Республика Замбия был подписан генеральный контракт на сооружение Центра ядерной науки и технологий (ЦЯНТ). Это первый совместный проект России и Замбии в сфере ядерных технологий. Он будет расположен в 10 километрах от столицы Замбии г. Лусака. В состав ЦЯНТ будут входить исследовательская ядерная установка на базе многоцелевого исследовательского водо-водяного реактора мощностью до 10 МВт, лабораторный комплекс, многоцелевой центр облучения и центр ядерной медицины на базе циклотрона [1]. Для начала реализации проекта необходимо провести комплексную радиационно-гигиеническую оценку почв, грунтов и природных вод перед началом строительства Центра. Полученные результаты лягут в основу первых фоновых точек для дальнейшего мониторинга площадки в процессе как строительства, так и функционирования Центра.

Целью работы является радиологическая оценка состояния грунтов, почвы и природных вод строительной площадки для сооружения Центра ядерной науки и технологий в республике Замбия.

Территория Замбии расположена в южной части докембрийской Африканской платформы, между архейскими кратонами Центральноафриканским, Танзанийским и Зимбабве. Блок Бангвеулу на северо-востоке Замбии сложен гранитогнейсами и мигматитами нижнего протерозоя, гранитами (возраст 1880-1860 мил. Лет) и вулканитами кислого состава, которые перекрыты толщей песчаников, кварцитов и аргиллитов нижнего – среднего протерозоя (накапливались 1800-1250 млн. лет назад). С севера блок Бангвеулу ограничен раннепротерозойской складчатой системой Убенди, сложенной метаморфическими образованиями и гранитами. Ирумидский среднепротерозойский складчатый пояс (1350-1100 млн. лет) протягивается через всю территорию Замбии с юго-запада на северо-восток. В его строении принимают участие метаморфизованные песчано-глинистые отложения, а также гнейсы и граниты архея (породы фундамента платформы). Развиты интрузии гранитов и чарнокитов. Позднепротерозойские складчатые пояса представлены т. н. Луфилийской дугой (на севере и северо-западе Замбии) и поясами

Замбези и Мозамбикским (на юго-востоке). Луфилийская дуга, которая является частью протягивающегося с запада Дамарско-Катангского складчатого пояса, и пояс Замбези образованы мор. терригенно-карбонатными отложениями верхнего протерозоя и тиллитами. Известны выходы пород фундамента. С востока на территорию З. заходит Мозамбикский гранулито-гнейсовый пояс (гл. фаза складчатости 850–750 млн. лет назад, заключительная – 690–540 млн. лет назад). На юго-востоке З. широко распространены позднепротерозойские и раннекембрийские гранитоиды. Грабены ср. течения р. Замбези, рек Луангва, Лукусаши и Кафуэ заполнены конгломератами, песчаниками, тиллитами, углями, алевролитами и базальтами комплекса Кару (верхний карбон – юра), которые частично перекрыты континентальными породами мелового возраста. Значит площади на западе Замбии покрыты четвертичными эоловыми отложениями группы Калахари. В плиоцен- четвертичное время в вост. части З. возникли рифтогенные грабены, выраженные в рельефе горными долинами с обрывистыми склонами (долина р. Луангве и ср. течения р. Замбези) и впадинами озёр (Мверу, Танганьика) [2].

Для радиационно-гигиенической оценки были отобраны твердые образцы проб, представленные почвой, глубина отбора до 0,2 м, всего 19; грунтами – суглинком, суглинком со щебнем или гравием, супесью и супесью со щебнем – глубина отбора до 9 м, всего 27; донными отложениями реки Чалимбана и водохранилища, всего 2 образца. Жидкие образцы проб (всего 2 шт.) – вода реки Челимбана и подземными водами из скважин с глубины 15 – 16 м.

Для определения радионуклидного состава образцов проб использовали в качестве средств измерения: спектрометры ГАММА-1П с блоком детектирования Canberra Model 2820 и ДГДК-125-В3, альфа-спектрометры СЭА-13П с детектором Д10А (S ч.п. = 1000 мм$^2$), радиометр альфа-, бета-излучения с высокочувствительным 10-канальным счетчиком, Berthold LB 770.

В качестве нормативных документов на метод измерения использовали: МВИ гамма-излучающих нуклидов, свид. №61/10; МВИ радионуклидов урана -235, -224 и -238 в пробах, свид. № 1829/08, МВИ нуклидов плутония, свид. №60/10, МВИ нуклида стронций-90, свид. № 234/210-(01.00250-2008)-2010), МВИ нуклидов тория-230, -232 и 228 в пробах, свид. № 233/210-(01.00250-2008)-2011).

В связи с тем, что СанПиНы РФ не действуют на территории Республики Замбия, полученные результаты испытаний для почв и грунтов сравнивали с данными работы [3], а для образцов проб воды реки Челимбана и грунтовых вод с данными [4]. В образцах

грунтов и почвы определяли природные и техногенные радионуклиды. Результаты испытаний образцов проб представлены в таблицах 1 – 3. При испытании образцов проб грунтов и почвы по определению удельной активности техногенных кобальта-60, стронция-90, иода-131, цезия-137, плутония-239, вышеперечисленные радионуклиды не определены на уровне минимально детектируемой активности методики измерения – 1 Бк/кг, что является минимально детектируемой активностью прибора. При испытании образцов проб воды по объекту «Центр ядерной науки и технологий на территории Республики Замбия» не были выявлены техногенные радионуклиды цезия-137, стронция-90, кобальта-60 и йода-131.

Таблица 1 – Величина активности природных радионуклидов в грунтах по объекту «Центр ядерной науки и технологий на территории Республики Замбия»

| Наименование пробы | Удельная активность радионуклидов, Бк/кг | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | $^{235}U$ | $^{238}U$ | $^{234}U$ | $^{234}Th$ | $^{226}Ra$ | $^{232}Th$ | $^{228}Ra$ | $^{228}Th$ | $^{40}K$ |
| 3-19 1,0 м, суглинок | 0,03±0,01 | 24±4 | 22±6 | 66±16 | 38±10 | 75±10 | 60±12 | 72±9 | 330±100 |
| 3-19 2,0 м, супесь со щебнем | 0,04±0,01 | 26±5 | 24±4 | 39±10 | 44±11 | 95±10 | 96±24 | 91±11 | 770±190 |
| 3-19 3,0 м, супесь со щебнем | 0,03±0,01 | 26±5 | 23±6 | 60±15 | 48±12 | 95±10 | 70±18 | 90±12 | 1210±194 |
| 3-19 4,0 м, суглинок со щебнем | 0,04±0,01 | 32±6 | 28±5 | 70±20 | 41±10 | 95±10 | 74±19 | 104±13 | 1330±200 |
| 3-19 5,0 м, суглинок со щебнем | 0,05±0,02 | 36±7 | 36±8 | 50±13 | 39±7 | 100±10 | 80±18 | 97±11 | 1430±200 |
| 3-19 6,0 м, суглинок со щебнем | 0,04±0,01 | 35±7 | 32±7 | 55±14 | 42±8 | 95±10 | 80±20 | 90±10 | 1380±207 |
| 3-19 7,0 м, суглинок со щебнем | 0,05±0,02 | 37±7 | 35±6 | 57±14 | 43±8 | 95±10 | 88±20 | 90±10 | 1470±206 |
| 3-19 8,0 м, супесь со щебнем | 0,03±0,01 | 26±5 | 21±5 | 54±14 | 26±6 | 105±11 | 97±21 | 103±11 | 1166±187 |
| 3-19 9,0 м, супесь со щебнем | 0,03±0,02 | 26±5 | 23±6 | 25±8 | 27±6 | 80±12 | 67±17 | 78±10 | 1030±165 |
| 6-19 1,0 м, суглинок | 0,03±0,01 | 27±5 | 24±5 | 25±8 | 31±8 | 110±12 | 93±23 | 114±14 | 440±130 |
| 6-19 2,0 м, суглинок | 0,03±0,01 | 25±5 | 22±6 | 28±7 | 35±8 | 120? | 78±20 | 130±13 | 400±80 |
| 6-19 3,0 м, суглинок | 0,04±0,01 | 29±6 | 24±5 | 25±8 | 38±8 | 120±15 | 134±34 | 122±15 | 480±125 |
| 6-19 4,0 м, суглинок | 0,05±0,02 | 33±7 | 30±6 | 48±12 | 31±8 | 120±15 | 98±23 | 126±14 | 850±170 |
| 6-19 5,0 м, суглинок | 0,04±0,01 | 28±6 | 26±5 | 38±10 | 38±9 | 120±15 | 119±27 | 122±13 | 640±128 |
| 6-19 6,0 м, суглинок | 0,06±0,02 | 35±7 | 34±6 | 50±13 | 39±9 | 110±14 | 87±23 | 115±14 | 600±140 |
| 6-19 7,0 м, суглинок с гравием | 0,03±0,02 | 20±5 | 19±6 | 20±6 | 35±8 | 110±12 | 108±26 | 102±11 | 920±250 |
| **6-19 8,0 м, суглинок с гравием** | 0,03±0,01 | 18±5 | 15±5 | 27±8 | 48±10 | 100±12 | 95±25 | 106±13 | 390±100 |
| **6-19 8,9 м, суглинок** | 0,03±0,01 | 17±5 | 15±5 | 15±5 | 24±6 | 80±14 | 77±19 | 82±10 | 270±60 |
| **9-19 1,0 м, суглинок** | 0,03±0,01 | 23±5 | 23±6 | 22±6 | 27±7 | 80±14 | 65±16 | 85±12 | 350±80 |
| **9-19 2,0 м, суглинок** | 0,02±0,01 | 18±5 | 19±6 | 50±12 | 32±8 | 95±12 | 90±22 | 95±11 | 490±120 |
| **9-19 3,0 м, суглинок** | 0,03±0,01 | 23±6 | 21±4 | 40±10 | 26±7 | 100±12 | 97±25 | 99±13 | 470±120 |
| **9-19 4,0 м, суглинок** | 0,03±0,01 | 25±5 | 23±5 | 40±10 | 29±8 | 95±14 | 93±20 | 94±16 | 510±130 |
| **9-19 5,0 м, суглинок** | 0,02±0,01 | 20±6 | 17±5 | 29±9 | 29±8 | 100±12 | 95±21 | 107±12 | 470±120 |

| Наименование пробы | Удельная активность радионуклидов, Бк/кг | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | $^{235}U$ | $^{238}U$ | $^{234}U$ | $^{234}Th$ | $^{226}Ra$ | $^{232}Th$ | $^{228}Ra$ | $^{228}Th$ | $^{40}K$ |
| **9-19 6,0 м, суглинок** | 0,03±0,01 | 23±7 | 20±6 | 25±8 | 19±6 | 100±12 | 87±23 | 110±14 | 370±90 |
| **9-19 7,0 м, суглинок** | 0,04±0,01 | 28±6 | 25±5 | 25±8 | 26±7 | 75±10 | 66±16 | 74±9 | 470±100 |
| **9-19 8,0 м, суглинок** | 0,05±0,01 | 31±5 | 28±7 | 30±9 | 24±6 | 100±11 | 91±20 | 111±10 | 930±160 |
| **9-19 9,0 м, суглинок** | 0,05±0,02 | 35±7 | 32±5 | 50±12 | 46±9 | 100±11 | 94±24 | 106±9 | 760±130 |
| Среднее содержание изотопа в земной коре по Виноградову | 0,02±0,01 | 30±10 | | – | – | 31,4±11,3 | – | – | – |

Таблица 2 - Величина активности природных радионуклидов в почвах по объекту «Центр ядерной науки и технологий на территории Республики Замбия»

| Наименование пробы | Удельная активность радионуклидов, Бк/кг, | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | $^{238}U$ | $^{235}U$ | $^{234}Th$ | $^{226}Ra$ | $^{228}Ra$ | $^{228}Th$ | $^{40}K$ |
| Точка 1, глубина отбора 0,0−0,2 м | 20±4 | 0,03±0,01 | 53±15 | 25±6 | 51±14 | 60±11 | 300±105 |
| Точка 2, глубина отбора 0,0−0,2 м | 21±4 | 0,03±0,01 | 35±10 | 36±7 | 50±13 | 60±11 | 610±130 |
| Точка 3, глубина отбора 0,0−0,2 м | 20±4 | 0,03±0,01 | 34±10 | 27±5 | 73±16 | 89±13 | 380±90 |
| Точка 4, глубина отбора 0,0−0,2 м | 18±3 | 0,02±0,01 | 31±10 | 20±6 | 63±13 | 76±11 | 560±170 |
| Точка 5, глубина отбора 0,0−0,2 м | 23±4 | 0,05±0,02 | 28±10 | 6±3 | 71±17 | 80±10 | 300±100 |
| Точка 6, глубина отбора 0,0−0,2 м | 18±3 | 0,02±0,01 | 27±10 | 15±5 | 56±14 | 90±12 | 350±130 |
| Точка 7, глубина отбора 0,0−0,2 м | 21±4 | 0,02±0,01 | 45±14 | 20±4 | 50±13 | 65±12 | 200±80 |
| Точка 8, глубина отбора 0,0−0,2 м | 18±3 | 0,02±0,01 | <1 | 31±8 | 64±16 | 88±26 | 180±90 |
| Точка 9, глубина отбора 0,0−0,2 м | 24±5 | 0,05±0,02 | 64±19 | 30±7 | 69±17 | 88±15 | 410±120 |
| Точка 10, глубина отбора 0,0−0,2 м | 19±3 | 0,02±0,01 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 11, глубина отбора 0,0−0,2 м | 21±4 | 0,03±0,01 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 12, глубина отбора 0,0−0,2 м | 19±3 | 0,03±0,01 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 13, глубина отбора 0,0−0,2 м | 23±5 | 0,05±0,02 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 14, глубина отбора 0,0−0,2 м | 19±3 | 0,02±0,01 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 15, глубина отбора 0,0−0,2 м | 21±4 | 0,04±0,02 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |

| Наименование пробы | Удельная активность радионуклидов, Бк/кг, | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | $^{238}U$ | $^{235}U$ | $^{234}Th$ | $^{226}Ra$ | $^{228}Ra$ | $^{228}Th$ | $^{40}K$ |
| Точка 16, глубина отбора 0,0−0,2 м | 22±4 | 0,04±0,02 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 17, глубина отбора 0,0−0,2 м | 21±4 | 0,03±0,01 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 18, глубина отбора 0,0−0,2 м | 24±5 | 0,05±0,02 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 19, глубина отбора 0,0−0,2 м | 20±4 | 0,03±0,01 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 20, донные отложения, река Чалимбана | 25±4 | 0,03±0,01 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Точка 21, донные отложения водохранилище | 17±2 | 0,02±0,01 | <1 | <1 | <1 | <1 | <1 |
| Среднее содержание изотопа в земной коре по Виноградову | 30±10 | 0,02±0,01 | – | – | – | – | – |

Примечание: 1 – результаты измерений удельной активности радионуклидов приведены для высушенных донных отложений до постоянного веса при комнатной температуре. Потеря веса для пробы Точка 20 составила 7% и для пробы Точка 21 – 18% соответственно.

Разница в содержании природных радионуклидов в образцах проб почвы связана в геологическом строении обследуемого участка.

Таблица 3 - Радиохимический анализ проб воды по объекту «Центр ядерной науки и технологий на территории Республики Замбия»

| Наименование пробы | Удельная активность радионуклидов, Бк/кг, | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | $^{235}U$ | $^{238}U$ | $^{210}Pb$ | $^{232}Th$ | $^{228}Ra$ | $^{137}Cs$ | $^{90}Sr$ | $^{239}Pu$ | $^{131}I$ | $^{60}Co$ | $\Sigma_\alpha$ | $\Sigma_\beta$ |
| река Чалимбана | <0,02 | ≤0,02 | <0,01 | 0,02±0,01 | <0,02 | <1 | <0,01 | <0,01 | <1 | <1 | <0,1 | 0,25±0,08 |
| скв. 3-19, глубина отбора 15,5 м | <0,02 | 0,06±0,02 | <0,01 | 0,03±0,01 | <0,02 | <1 | <0,01 | <0,01 | <1 | <1 | 0,20±0,04 | 1,15±0,20 |
| Guidance levels for radionuclides in drinking water (from table 9.3) | 1 | 10 | 0,1 | 1 | 0,1 | 10 | 10 | 1 | 10 | 100 | 0,5 | 1,0 |

Примечание: Результаты измерений объемной активности радионуклидов со знаком «меньше» соответствуют минимально детектируемой активности измерения радионуклида с учетом предварительного концентрирования образца пробы воды.

Выполнена радиационно-гигиенической оценка качества образцов проб грунтов, почвы, донных отложений, подземной и речной воды по объекту «Центр ядерной науки и технологий на территории Республики Замбия».

При испытании образцов проб грунтов, почвы и донных отложений не были выявлены техногенные радионуклиды.

Содержание природных радионуклидов в образцах проб грунтов, почвы и донных отложений в соответствии с работой [3] находятся в диапазоне их природного содержания.

При испытании образцов проб подземной и речной воды по объекту «Центр ядерной науки и технологий на территории Республики Замбия» не были выявлены техногенные радионуклиды. Содержание урана-235 и урана-238 в образцах проб воды реки Чалимбана и скв. 3-19 на несколько порядков меньше верхнего значения объемной активности этих радионуклидов для питьевой воды рекомендованными Международной организацией здравоохранения.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Пресс-служба компании «Русатом – Международная Сеть» [Электронный ресурс] – Режим доступа: https://www.rosatom.ru/journalist/news/rosatom-predstavil-v-zambii-proekt-sooruzheniya-tsentra-yadernoy-nauki-i-tekhnologiy/, свободный. (Дата обращения 01.04.2020 г.).

2. Большая российская энциклопедия – [Электронный ресурс] – Режим доступа: https://bigenc.ru/geography/text/5720966/, свободный. (дата обращения 11.10.2021 г.).

3. Виноградов А.П. / Геохимия. – 1962 - №7. – С. 555 – 571.

4. Guidelines for Drinking-water Quality, Vol. 1:3rd ed. / World health organization, Geneva: 2004, p. 197 – 209.

# МОНИТОРИНГ ФОНОВЫХ КОНЦЕНТРАЦИЙ ПРИРОДНЫХ И ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ПРИЗЕМНОМ СЛОЕ ВОЗДУХА МОСКВЫ

Гордеев С.К.

*ФГУП «РАДОН», г. Москва*

На протяжении последних 20 лет ФГУП «РАДОН» проводит мониторинг радиоактивных аэрозолей в приземном слое воздуха Москвы. Отбор проб радиоактивных аэрозолей производится на 8 стационарных и 2 мобильных постах радиационного контроля.

На стационарных постах радиационного контроля до недавнего времени использовались установки Тайфун -4, Тайфун – 4М и Тайфун -5.В настоящее время используется установки Тайфун -4 и УВФ -1. В качестве фильтрующего материала используется ткань Петрянова ФПП-15-1,5.

В мобильных средствах используются установки РМ-10 с возможностью измерять аэрозоли в режиме: - «все частицы», - « < 10 мкм», - «импактор».

В докладе приводится сравнение установок Тайфун и РМ – 10 при отборе радиоактивных аэрозолей с использованием различных фильтрующих материалов.

Для отбора проб выпадений и осадков применяются высокобортные кюветы из нержавеющей стали.

В докладе представлены результаты измерений объемных концентраций и плотностей выпадений космогенных ($^{7}$Be, $^{22}$Na), терригенных ($^{40}$K, $^{226}$Ra, $^{232}$Th) и техногенных ($^{90}$Sr, $^{131}$I, $^{137}$Cs, $^{239,240}$Pu) радионуклидов в разные годы.

# Схема размещения СПРК в Москве

РАДОН
РОСАТОМ

## Устройства отбора проб аэрозолей приземного слоя воздуха

## Объемная активность основных радионуклидов, определенная на СПРК Москвы в 2020 году

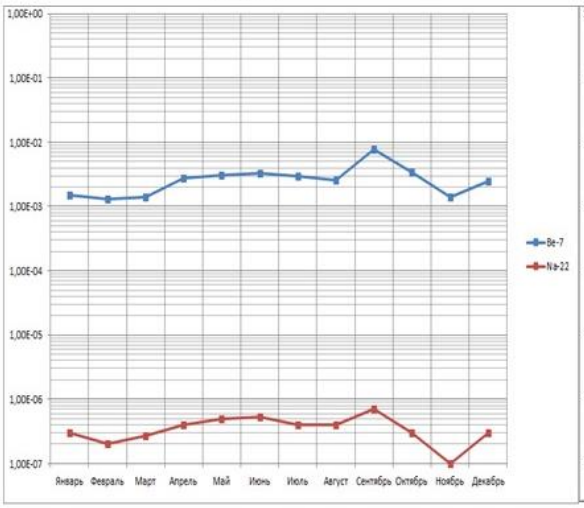
| Радионуклид | Объемная активность радионуклида, Бк/м$^3$ | | |
|---|---|---|---|
| | Минимальная | Средняя | Максимальная |
| $^{7}$Be | $1{,}1\cdot10^{-3}$ | $2{,}8\cdot10^{-3}$ | $7{,}8\cdot10^{-3}$ |
| $^{22}$Na | $1{,}0\cdot10^{-7}$ | $3{,}4\cdot10^{-7}$ | $9{,}0\cdot10^{-7}$ |
| $^{40}$K | $2{,}5\cdot10^{-6}$ | $1{,}0\cdot10^{-5}$ | $1{,}5\cdot10^{-4}$ |
| $^{226}$Ra | $2{,}0\cdot10^{-7}$ | $6{,}7\cdot10^{-7}$ | $3{,}2\cdot10^{-6}$ |
| $^{232}$Th | $3{,}0\cdot10^{-7}$ | $1{,}0\cdot10^{-6}$ | $4{,}4\cdot10^{-6}$ |
| $^{131}$I | $5{,}5\cdot10^{-7}$ | $2{,}4\cdot10^{-6}$ | $5{,}6\cdot10^{-4}$ |
| $^{137}$Cs | $1{,}0\cdot10^{-7}$ | $5{,}4\cdot10^{-7}$ | $2{,}3\cdot10^{-6}$ |
| $^{90}$Sr | $3{,}1\cdot10^{-8}$ | $3{,}4\cdot10^{-7}$ | $8{,}8\cdot10^{-4}$ |
| $^{239,240}$Pu | $1{,}2\cdot10^{-8}$ | $9{,}3\cdot10^{-8}$ | $4{,}2\cdot10^{-7}$ |
| Σβ | $3{,}5\cdot10^{-6}$ | $7{,}9\cdot10^{-5}$ | $6{,}1\cdot10^{-4}$ |

## Плотность выпадений радионуклидов на СПРК Москвы в 2020 году

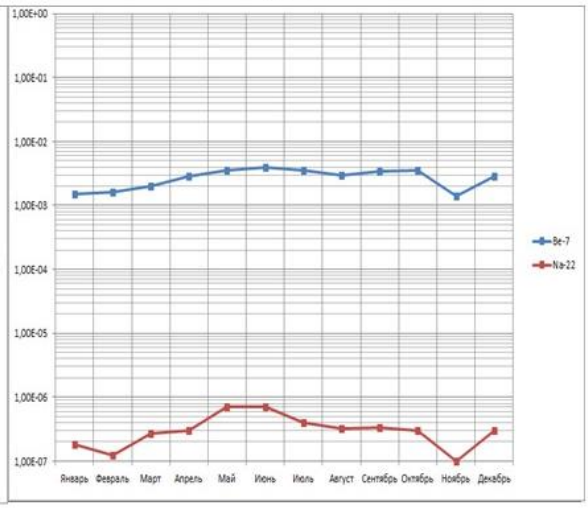
| Радионуклид | Плотность выпадения радионуклида, Бк/(м²·сут) | | |
|---|---|---|---|
| | Минимальная | Средняя | Максимальная |
| **Σβ в выпадениях («сухих»)** | $1{,}1 \cdot 10^{-1}$ | $1{,}5 \cdot 10^{-1}$ | $2{,}1 \cdot 10^{-1}$ |
| **Σβ в осадках** | $2{,}4 \cdot 10^{-1}$ | $2{,}9 \cdot 10^{-1}$ | $2{,}9 \cdot 10^{-1}$ |
| **$^{90}$Sr в выпадениях («сухих»)** | $3{,}4 \cdot 10^{-5}$ | $1{,}0 \cdot 10^{-4}$ | $4{,}1 \cdot 10^{-4}$ |
| **$^{90}$Sr в осадках** | $<1{,}3 \cdot 10^{-3}$ | $4{,}5 \cdot 10^{-3}$ | $1{,}8 \cdot 10^{-2}$ |

## Активность космогенных радионуклидов, Бк/м³

**СПРК 5**



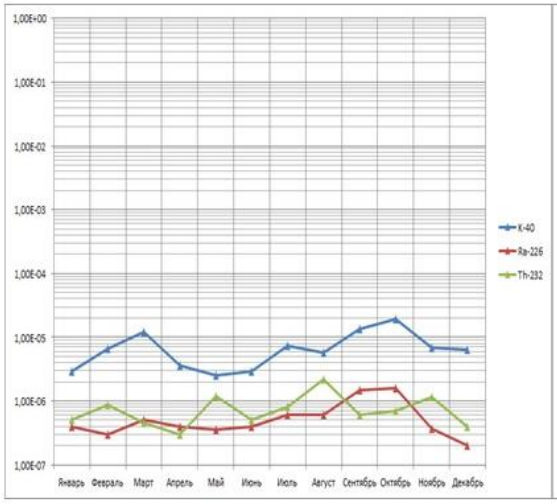

**СПРК 7**



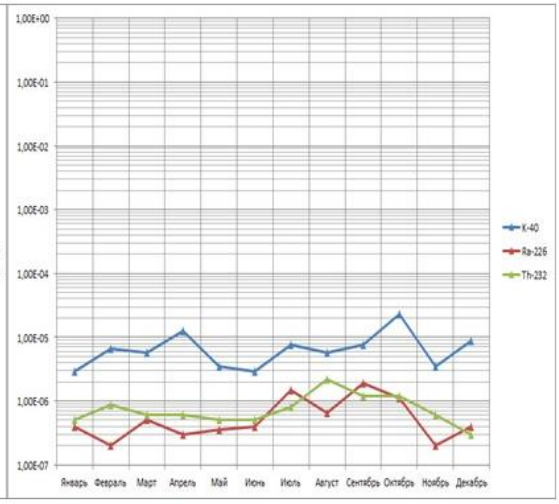
## Активность террагенных радионуклидов, Бк/м$^3$

РАДОН РОСАТОМ

**СПРК 5**



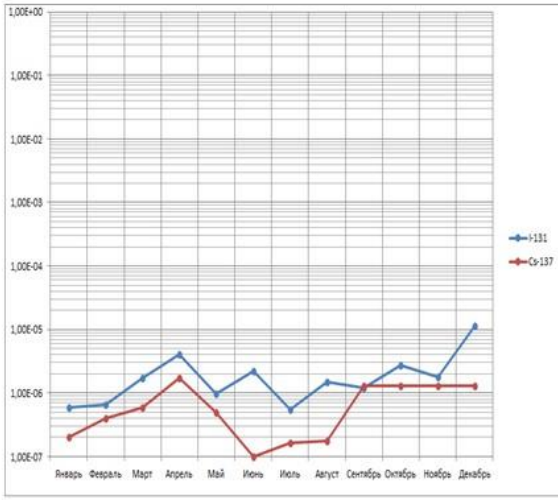

**СПРК 7**



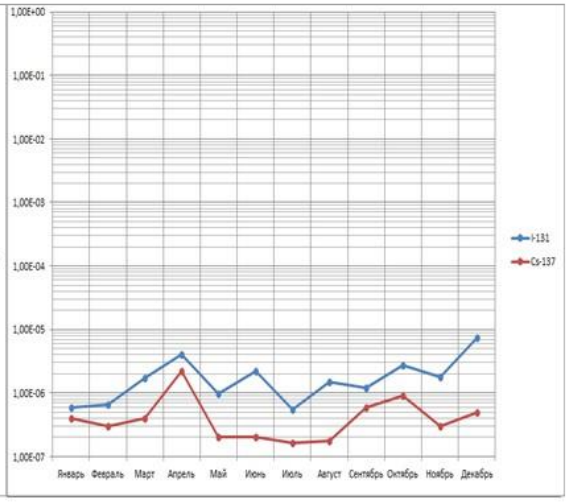

## Активность техногенных радионуклидов, Бк/м$^3$

РАДОН РОСАТОМ

**СПРК 5**



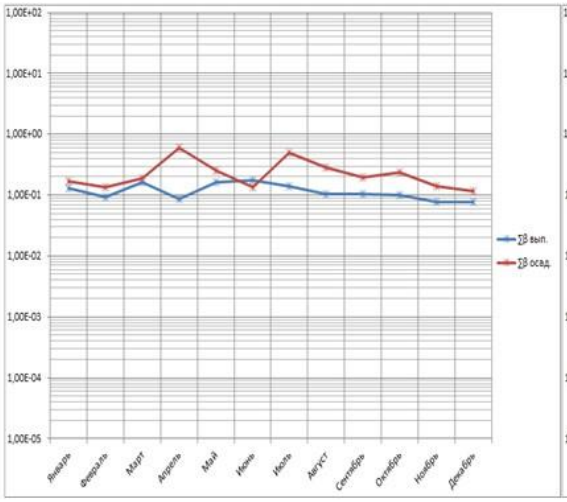

**СПРК 7**



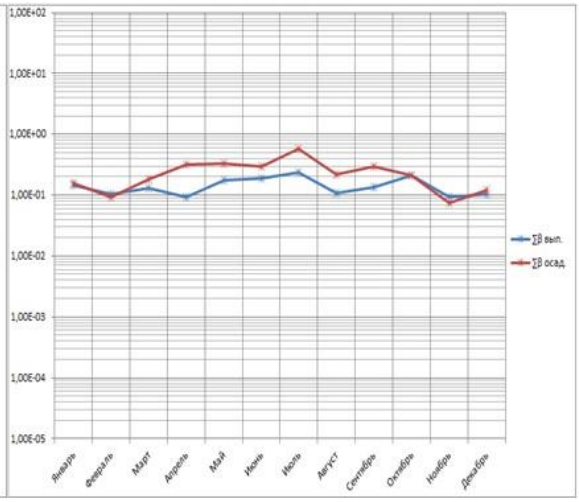
## Плотность суммарной бета активности, $\frac{Бк}{(м^2 \cdot сут)}$

РАДОН РОСАТОМ

**СПРК 5**




**СПРК 7**



# ПЛЮСЫ И МИНУСЫ ЛИНЕЙНОЙ БЕСПОРОГОВОЙ ГИПОТЕЗЫ

Мелихова Е.М., Абалкина И.Л.

*ИБРАЭ РАН, Москва*

В настоящее время регулирование радиационной безопасности в атомной отрасли в основном проводится в диапазоне малых и сверхмалых доз, где наличие значимых для здоровья эффектов не имеет убедительных научных доказательств.

Необходимость регулирования в этом диапазоне возникла в середине прошлого века, когда начало гонки ядерных вооружений выдвинуло на повестку дня крайне важный для мировой политики вопрос об опасности глобальных выпадений после ядерных испытаний в атмосфере для нынешнего и будущих поколений. Накопленные к тому времени данные медицинских наблюдений за разными категориями людей, работавших с источниками и получавших облучение в дозах ниже установленных безопасных пределов (толерантных уровней), не давали оснований для пересмотра пороговой концепции действия радиации на человека, Но в радиобиологических экспериментах на растениях и низших животных было показано, что частота мутаций прямо пропорциональна дозе облучения, и эта зависимость не имеет порога. В этой достаточно неопределенной с научной точки зрения ситуации Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) объявила, что для человека риски при облучении малыми дозами малы по сравнению с другими повседневными рисками, но «ввиду неполных доказательств, на которых основаны эти значения [рисков], в сочетании со знанием того, что определенные радиационные эффекты являются необратимым и кумулятивным, настоятельно рекомендуется приложить все усилия для снижения воздействия всех типов ионизирующего излучения до минимально возможного[1] уровня» [1]. Для решения практических задач радиационной защиты МКРЗ остановилась на решении

[1] В дальнейшем эта формулировка (as low as possible) уточнялась, и с 1977 года известна как принцип ALARA (to keep exposures as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account), а универсальный метод анализа затрат и выгод вошел в число базовых принципов радиационной защиты как принцип оптимизации.

экстраполировать канцерогенные эффекты в область малых доз и низких мощностей доз (с введением некоторых поправочных коэффициентов, учитывающих меньшую биологическую эффективность малых доз). Выбирая форму зависимости «доза-эффект», Комиссия отдала предпочтение линейной функции – самой простой в математическом смысле и достаточно консервативной в биологическом смысле.

В 1958 году Научный комитет по действию атомной радиации (НКДАР) в своем первом докладе Генеральной Ассамблее ООН поддержал подход МКРЗ. Комитет отметил, что точно оценить масштаб радиационно-индуцированных эффектов в диапазоне малых доз невозможно, поскольку «многие из этих эффектов имеют отсроченный характер, часто их невозможно выделить на фоне действия других факторов внешней среды, многие эффекты проявляются только при превышении пороговой дозы, некоторые эффекты могут быть кумулятивными, некоторые – нет, в больших группах отдельные категории людей могут иметь разную степень радиочувствительности, например, дети» [2]. В связи с этим Комитет использовал для оценки две гипотезы – пороговую и беспороговую, – но отметил, что «даже медленный прирост уровня радиоактивности в мире, связанный с ядерными испытаниями или другими источниками, может, в конце концов, привести к существенной угрозе для больших групп населения, еще до того, как станет понятно, что это связано с облучением». По мнению экспертов НКДАР речь может идти о неблагоприятных генетических изменениях и соматических повреждениях, поэтому человечество должно быть очень осторожным в своих действиях и учитывать опасность недооценки рисков. С другой стороны, эксперты признали, что представленные Комитетом оценки могут и завышать опасность хронического облучения в малых дозах. Чтобы установить истину, необходимы дальнейшие интенсивные исследования [2].

Прошло почти семьдесят лет. Полувековые исследования японской когорты численностью 85 тысяч человек (Japanese Life Span Study) показали, что оценить риск радиогенных онкозаболеваний при дозах ниже 200 мЗв невозможно – риск или отсутствует, или слишком мал для получения достоверных оценок. Другие радиационно-эпидемиологические исследования, в том числе масштабные проекты, поддержанные регулирующими органами ведущих ядерных стран, не дали достаточных оснований для того, чтобы однозначно подтвердить или отвергнуть линейную беспороговую гипотезу (ЛБГ). Например, американский Департамент энергетики (US DOE) в 1998-2007 гг. выделял по ~13 млн. долларов в год на исследования эффектов малых доз. Подводя итоги этой работы, ее научный руководитель констатировал, что полученные результаты

изменили многие базовые представления о процессах, вызываемых малыми дозами облучения (эффект свидетеля, нестабильность генома и др.), «но требуются дополнительные исследования, совершенствование методов анализа данных и обсуждения, чтобы эти результаты могли оказать влияние на радиационное нормирование» [3].

В докладах НКДАР ООН 2000, 2006 и 2012 годов отмечается, что подавляющее большинство опубликованных до настоящего времени эпидемиологических работ в области канцерогенных эффектов для области доз до 100 мГр имеют неадекватную статистическую мощность или не могут быть однозначно трактуемы в связи с наличием множества неопределенностей и вмешивающихся факторов [4]. В прошлом 2020 году на 67-й сессии НКДАР экспертная группа по биологическим механизмам канцерогенеза в диапазоне малых доз по итогам анализа опубликованных после 2012 года исследований пришла к выводу, что «полное понимание механизмов канцерогенеза при малых дозах пока отсутствует». Комитет в очередной раз подтвердил целесообразность использования беспороговой гипотезы с оговоркой, что допускает возможность отказа от нее, если данные об увеличении продолжительности жизни и снижении частоты онкозаболеваний у животных под действием малых доз получат более последовательное и безоговорочное подтверждение [5].

Что касается практики использования ЛБГ для оценки рисков, ключевые международные организации по вопросам безопасности при использовании атомной энергии (МАГАТЭ, NEA OECD) считают ее в целом успешной. Признание авторитетными экспертными организациями потенциальной опасности облучения от глобальных выпадений после испытаний ядерного оружия в атмосфере сыграло важную роль при подготовке Договора о запрещении испытаний ядерного оружия в атмосфере, космическом пространстве и под водой[2]. За прошедшие годы на основе рекомендованных МКРЗ моделей риска и базовых принципов обоснования, нормирования и оптимизации была создана всеобъемлющая международно признанная система радиационно-гигиенического нормирования. Её применение в атомной отрасли позволило многократно

[2] Договор был подписан СССР, США и Великобританией в 1963 году, в настоящее время участниками Договора является 131 государство

снизить дозы облучения персонала и населения, в том числе в России [6]. Кроме того, ЛБГ является рациональным основанием для оценки радиационных рисков и сравнения их с другими видами рисков, а консерватизм применяемых моделей позволяет утверждать, что фактические риски заведомо ниже расчетных величин.

В то же время в документах МКРЗ, МАГАТЭ, NEA OECD и Международной ассоциации радиационной защиты (IRPA) отмечается, что дополняющий ЛБГ принцип оптимизации радиационной защиты во многих случаях не работает должным образом [7, 8 и др.]. Выбираемые властями критерии вмешательства оказываются чрезмерно консервативными и вызывают серьезные вопросы относительно эффективности использования общественных ресурсов. Это относится к таким видам деятельности как обращение с РАО, определение конечного состояния при выводе из эксплуатации, выбор контрольных уровней для операционных выбросов и сбросов атомных предприятий и др.[9 и др.]. Многие зарубежные и отечественные авторы также указывают на высокие материальные и моральные издержки консервативного подхода. В подтверждение они приводят факты многократного масштабирования косвенных последствий радиационных аварий в Чернобыле и Фукусиме, уязвимость общества перед угрозой радиационного терроризма, отказы пациентов от необходимого диагностического облучения и др. [10-15 и др.].

В российской практике, как и в мировой, в разные исторические периоды встречались примеры успешного применения принципа оптимизации, так и случаи иного рода. К первым специалисты относят принятое в 1960-х годах решение отказаться переселения оленеводов в связи с повышенным облучением от выпадений после испытаний ядерного оружия, принятые уже в нынешнем веке решения по разработке крупных комплексов мероприятий по наследию, в том числе по комплексной утилизации АПЛ и Теченскому каскаду водоемов, введение категории особых РАО, подлежащих захоронению на месте [16]. Примеров игнорирования принципа оптимизации известно больше: неоправданные переселения жителей с территорий с остаточным радиационным загрязнением в поздние сроки после аварий на Южном Урале и на Чернобыльской АЭС, избыточные водоохранные меры в чернобыльской зоне, излишние запреты на потребление местных продуктов питания в 1987 и последующие годы и др. [16]. Сегодняшняя практика регулирования обращения с РАО также изобилует подобными решениями. Например, в *ОСПОРБ*-99/2010 (приложение 1) указывается, что оптимизация (совершенствование защиты) должна осуществляться при уровнях облучения в диапазоне

от соответствующих пределов доз до достижения пренебрежимо малого уровня - 10 мкЗв в год индивидуальной дозы. И в этом же документе установлено, что эффективная доза облучения населения, обусловленная обращением с РАО, включая этапы их хранения и захоронения, не должна превышать 10 мкЗв/год, то есть пространство оптимизации сужено до нуля.

Представители МАГАТЭ и NEA OECD, IRPA признают, что в некоторых ситуациях выбор рациональных критериев вмешательства может быть трудной задачей, например, в отдаленном периоде после радиационной аварии, когда принимаемые решения затрагивают интересы больших групп населения, и властям приходится считаться с тем, как обычные люди воспринимают опасность малых доз [17 и др.]. Решение проблемы видится в формировании у представителей власти, медицинских работников и других лидеров общественного мнения более адекватного представления о радиационных рисках за счет развития механизмов коммуникации и взаимодействия с техническими экспертами, а также в совершенствовании административно-организационных методов управления [18].

Отечественные специалисты смотрят на проблему несколько шире – представление о реальной опасности малых доз характерно не только для населения, властей и лидеров общественного мнения, но также для многих представителей профессионального сообщества, участвующих в процессе принятия решений по радиационной защите населения [11]. Разногласия между специалистами дезориентируют медицинское сообщество и регуляторов, провоцируют безосновательные гигиенические опасения, которые влекут за собой значительные расходы, в том числе на снижение регулирующих уровней и поиск доказательств вреда здоровью населения в диапазоне малых доз.

По личным наблюдениям авторов на любой достаточно представительной конференции по радиационной защите всегда есть и сторонники, и противники ЛБГ. Причем среди молодых профессионалов сторонников гораздо больше, чем среди опытных экспертов. Например, в 2020 году на организованном Агентством по ядерной энергии ОЭСР (NEA OECD) семинаре по вопросам оптимизации радиационной защиты [19], практически все приглашенные по линии IRPA студенты и молодые специалисты в ходе

дискуссии присоединились к группе сторонников ЛБГ. Это наблюдение подтверждают результаты опроса членов Корейского общества радиологов[3]. В 2015 году доля тех, кто считает малые дозы (<10 мЗв) опасными, в группе специалистов с опытом работы более 10 лет, была минимальной. В группе менее опытных профессионалов эта доля была примерно в 5 раз больше, а среди присутствовавших непрофессионалов в 10 раз больше [20].

Сложившаяся ситуация со всеми плюсами и минусами ЛГБ, видимо, будет сохраняться длительное время, по крайней мере, до тех пор, пока МКРЗ и НКДАР считают возможным преодолеть неполноту современных биомедицинских знаний о канцерогенных эффектах малых доз за счет наращивания мощности эпидемиологических исследований. Достижима ли эта цель в принципе – вопрос спорный. Современный нелинейный стиль мышления, рассматривающий неопределенность как неотъемлемое свойство нелинейного, динамического, онтологически множественного мира, пока не получил распространения в профессиональном сообществе.

Противники ЛБГ полагают, что высокие материальные и моральные издержки, которые несет общество в некоторых ситуациях облучения при использовании консервативного подхода, являются основанием для отказа от ЛБГ в пользу пороговой или другой нелинейной гипотезы. На это можно возразить, что однозначно доказать альтернативную гипотезу так же невозможно, как и ЛБГ, а выбранный МКРЗ и НКДАР в самом начале гонки ядерных вооружений консервативный подход, очевидно, сохраняет актуальность и в современную эпоху ядерного сдерживания. Так же важно понимать, что ЛБГ лежит в основе современной системы радиационно-гигиенического нормирования, и отказ от нее сопряжен с достаточно затратной перестройкой существующей нормативной базы.

Проблемы оптимизации, видимо, должны получить больше внимания не только в части развития механизмов внешней коммуникации профессионалов с другими участниками процесса принятия решения, но и в части внутренней коммуникации. Это ярко продемонстрировал уже упоминавшийся международный семинар NEA OECD по

[3] Korean Society of Radiation Biosciences

проблемам оптимизации, в котором участвовали и академические ученые, и представители органов регулирования. Цель семинара была определена как «определение нормативного и практического подхода к оценке превалирующих обстоятельств и выбору, с участием всех заинтересованных лиц, наилучшего решения в этих обстоятельствах». Однако дискуссия в основном велась вокруг научной доказанности ЛБГ и оправданности присущего этой гипотезе консерватизма. В плане внутренней коммуникации авторам представляется важным последовательное раскрытие высокой степени неопределенности публикуемых оценок риска с полным перечнем основных источников этих неопределенностей и выработка ценностно-ориентированного обоснования действующей практики регулирования рисков в диапазоне принципиальной научной неопределенности.

## ЛИТЕРАТУРА


1. ICRP, 1955. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Br. J. Radiol. Suppl. 6. URL: https://www.icrp.org/publication.asp?id=1954%20Recommendations.

2. Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation to General Assembly. Official Records: Thirteenth session Supplement No. 17 (A/3838). URL:https://www.unscear.org/unscear/en/publications/1958.html.

3. Brooks A.. Low Dose Radiation: The History of the U.S. Department of Energy Research Program. 2018. Washington State University Press. 356 p.

4. UNSCEAR 2000, 2006, 2012 Reports to the General Assembly, with Scientific Annexes. URL: https://www.unscear.org/unscear/en/publications.html.

5. 67th session of UNSCEAR. 2 to 6 November 2020.Biological mechanisms relevant for the influence of cancer risks from low-dose and low dose rate radiation. URL: https://www.unscear.org/unscear/en/about_us/sessions.html.

6. Панфилов А. П. Исторические аспекты создания и развития основных объектов атомной отрасли страны. Радиационное воздействие на персонал в разные периоды времени //АНРИ. 2020. №. 3. С. 3-25.

7. Reasonableness and Tolerability in the System of Radiological Protection: ICRP on-going reflections. URL: https://www.cepn.asso.fr/en/publications/communications/282-

reasonableness-and-tolerability-in-the-system-of-radiological-protection-icrp-on-going-reflections.html.

8. Radiation protection of the public and the environment. IAEA Series: IAEA safety standards series, no. GSG-8. 2018. International Atomic Energy Agency. Vienna: URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/PUB1781_web.pdf.

9. Boyd M. Reasonableness: A Practical Overview. Presentation at the NEA Workshop on Optimisation: Rethinking the Art of Reasonable. 13-15 January 2020. Lisbon, Portugal. URL: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_27692/workshop-on-optimisation-rethinking-the-art-of-reasonable.

10. Котеров А. Н., Ушенкова Л. Н., Бирюков А. П., Самойлов А. С. Вопрос о наступлении «новой эры в эпидемиологии малых доз радиации» (обзор). Саратовский научно-медицинский журнал. 2016. 12 (4). С.654–662.

11. Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Линге И.И., Мелихова Е.М., Панченко С.В.. Уроки Чернобыля и Фукусимы и актуальные проблемы совершенствования системы защиты населения и территорий при авариях на АЭС. Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2016. 61(3), С.36-51.

12. Cardarelli J.J., Ulsh B. A.. It is time to move beyond the linear no-threshold theory for low-dose radiation protection. Dose-Response: An International Journal. July-September 2018:1-24 DOI: 10.1177/1559325818779651.

13. Vaiserman A., Koliada O., Zabuga, Socol Y.. Health Impacts of Low-Dose Ionizing Radiation: Current Scientific Debates and Regulatory Issues. Dose-Response: An International Journal. July-September 2018:1-27 DOI: 10.1177/1559325818796331.

14. Socol Y., Dobrzyrnski L., Doss M., Feinendegen L. E., Janiak M. K., Miller M. L., Sanders Ch. L., Scott B. R., Ulsh B., Vaiserman A. Commentary: Ethical issues of current health protection policies on low-dose ionizing radiation. *Dose-Response,* 2014. 12:342–348, DOI: 10.2203/dose-response.13-044.Socol.

15. Mossman K. L. The LNT debate in radiation protection: science vs. policy. *Dose-Response,* 10:190–202, 2012 DOI: 10.2203/dose-response.11-017.Mossman.

16. Линге И.И., Уткин С.С.. Радиационные и экологические аспекты атомной энергетики будущего. Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2021 (в печати).

17. Guiding Principles on ‘Reasonableness’ in the Optimisation of Radiation Protection (Draft v2 November 2020) International Conference on Radiation Safety: IRPA Side event. URL: https://www.iaea.org/sites/default/files/20/11/irpa-statement-reasonableness.pdf.

18. International Atomic Energy Agency. Communication with the Public in a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA, Vienna (2012). URL: https://www.iaea.org/publications/8889/communication-with-the-public-in-a-nuclear-or-radiological-emergency.

19. The NEA Workshop on Optimisation: Rethinking the Art of Reasonable. Lisbon, Portugal, 13-15 January 2020 URL: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_27692/workshop-on-optimisation-rethinking-the-art-of-reasonable.

20. Seong K.M, Kwon T., Seo S., Lee D., Park S., Jin Y.W. et alPerception of low dose radiation risks among radiation researchers in Korea. PLoS ONE . 2017. 12(2): e0171777. doi:10.1371/ journal.pone.0171777.

# СРАВНИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА РЕЗУЛЬТАТОВ МОНИТОРИНГА ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ В РАЙОНАХ РАЗМЕЩЕНИЯ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ

Санжарова Н.И., Фесенко С.В., Кузнецов В.К., Исамов Н.Н.

*ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Получение достоверной информации о влиянии АЭС на человека и окружающую среду является ключевым элементом в системе доказательства безопасности ядерной энергетики. Одним из инструментов, обеспечивающим получение объективной информации является проведение радиоэкологического мониторинга. Представлены результаты радиационно-экологического мониторинга для 4 российских атомных электростанций, расположенных в различных природно-климатических зонах, включая: методологические и методические аспекты; цели и задачи программ мониторинга; регламенты мониторинга; влияние характеристик выбросов и сбросов; региональные и локальные особенности размещения АЭС; различия в миграционных параметрах в зависимости от климатических и почвенных условий, а также зональных особенностей ведения сельского хозяйства.

В соответствии законодательными актами в Российской Федерации мониторинг окружающей среды осуществляется в рамках единой системы государственного экологического мониторинга. Система радиационного мониторинга организована по ведомственному принципу и реализуется на различных уровнях: федеральном, региональном и локальном. Государственный мониторинг радиационной обстановки обеспечивает Федеральная служба по гидрометеорологии и мониторингу окружающей среды (Росгидромет), федеральные органы исполнительной власти, Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом». В рамках своих компетенций мониторинг проводится также Министерством природных ресурсов и экологии, Министерством сельского хозяйства, Федеральная служба по ветеринарному и фитосанитарному надзору; Федеральное агентство лесного хозяйства, Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека.

Радиационный мониторинг в зоне влияния АЭС является локальным (или объектовым) мониторингом и включает два основных блока: контроль источников

загрязнения и наблюдение за состоянием окружающей среды. Обеспечение экологической безопасности АЭС закладывается на этапе обоснования выбора площадки под строительство и подготовки проектной документации в соответствии с Санитарными правилами по инженерным изысканиям для строительства [1]. Программа экологического мониторинга в составе инженерно-экологических изысканий разрабатывается для периодов строительства и эксплуатации.

Алгоритм организации системы мониторинга включает разработку Программы и регламентов мониторинга. Регламент мониторинга включает: объекты мониторинга; наблюдаемые параметры; периодичность проведения наблюдений; способы определения параметров; методы анализа. На современном этапе широко используются ГИС-технологии для визуализации данных мониторинга, а также базы данных для аккумуляции и систематизации информации. При прогнозировании ситуации и обосновании радиационной безопасности объектов ЯТЦ проводится оценка дозовых нагрузок на человека и референтные виды биоты с использованием рекомендованных МАГАТЭ современных программных средств: ERICA, БД FREDERICA, CROM, RESRAD-BIOTA.

Оценка влияния АЭС оценивается на основании совместного анализа последствий воздействия как на человека (персонал, население), так и на окружающую среду (природные и аграрные экосистемы). Выбор объектов мониторинга проводится, в первую очередь) на основании анализа данных о выбросах и сбросах АЭС с учётом всех потенциально реализуемых путей облучения населения.

Основой мониторинга является сеть контрольных участков мониторинга, которая создаётся с учётом существующих фоновых уровней радиоактивного загрязнения, зоны возможного воздействия выбросов и сбросов АЭС, преимущественного направления "розы ветров", ландшафтных и почвенных условий, характера хозяйственной деятельности и др.

Объекты мониторинга окружающей среды включают атмосферный воздух; атмосферные выпадения; осадки; почва (грунты); вода открытых водоемов; донные отложения, снежный покров, компоненты природных и аграрных экосистем; рацион питания населения.

Контролируемые параметры включают: мощность эквивалентной дозы гамма-излучения; интегральная поглощенная доза гамма-излучения; объемная радиоактивность аэрозолей приземного слоя атмосферного воздуха; плотность выпадений радионуклидов

из атмосферы; удельная активность радионуклидов в аэрозолях, атмосферных выпадениях, почвах (грунтах), в воде и донных отложениях, растительности, сельскохозяйственной продукции и др.

Одним из ключевых вопросов оценки результатов мониторинга является вопрос выбора критериев оценки качества компонентов окружающей среды и радиационной безопасности населения. При оценке данных мониторинга используются санитарно-гигиенические критерии (в первую очередь дозовые) или фоновые значения концентраций исследуемых веществ. Следует отметить, что санитарно-гигиенические критерии применимы преимущественно для оценки влияния на организм человека. Непосредственное их использование для оценки состояния природной среды не является правомерным. В настоящее время развивается система критериев по радиационному воздействию на природные объекты, в частности, оцениваются дозовые нагрузки на референтные виды биоты в соответствии с рекомендациями 103 Публикации МКРЗ [2].

Всероссийского научно-исследовательского института радиологии и агроэкологии более 30 лет проводит работы по радиоэкологическому мониторинга в регионах размещения АЭС в различные периоды их функционирования – от выбора площадки до снятия устаревших блоков с эксплуатации [3].

Существуют различные подходы к оценке вклада выбросов АЭС на окружающую среду – методы прямого измерения и расчетные методы. Как правило, методы разового непосредственного измерения радионуклидов в окружающей среде не позволяют измерить вклад АЭС в существующее загрязнение. Более информативен в этом случае анализ длительных временных рядов, который был использован для оценки результатов 18 летних наблюдений в зоне воздействия Ростовской АЭС. Анализ результатов показал, что изменение концентрации в почве $^{90}Sr$ (выброс которого в окружающую среду чрезвычайно мал) происходит с периодом полуснижения 28.76 лет, что соответствует периоду полураспада радионуклида. Для $^{137}Cs$, доля которого в газоаэрозольных выбросах достаточно велика, наблюдается иная ситуация - период полуснижения концентрации радионуклида в почве (58,1 года) значительно превышает его период полураспада [3]. Таким образом, существует постоянный источник выброса $^{137}Cs$ станционного происхождения в атмосферу, определяющий дополнительное загрязнение почв. Представленные данные, являются одним из первых экспериментальных доказательств влияние выбросов $^{137}Cs$ на увеличение его концентрации в почве.

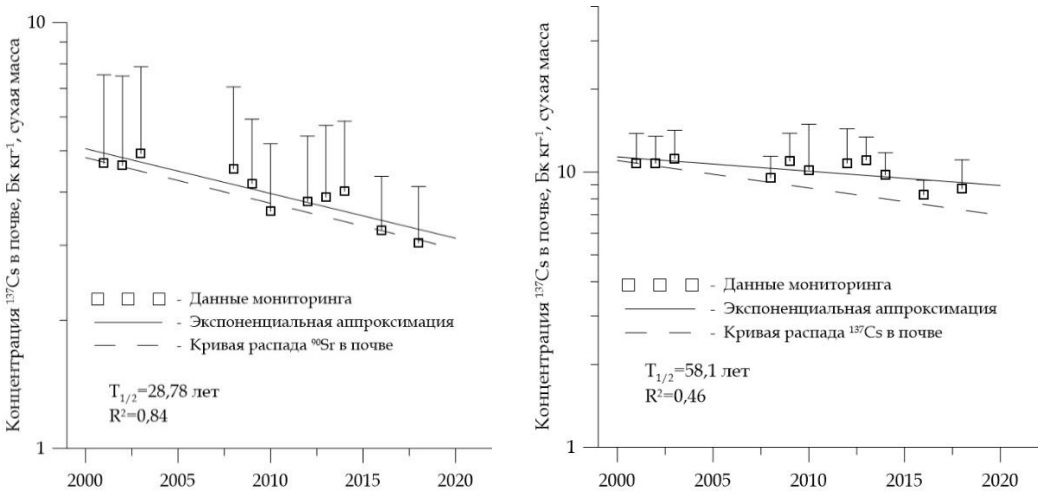



Рисунок 1 – Динамика концентраций $^{90}$Sr и $^{137}$Cs в почвах контрольных участков в зоне наблюдения Ростовской АЭС

При расчетных оценках воздействия Ростовской АЭС на население и окружающую среду использовались данные о планируемых выбросах и сбросах, а также количественные миграционные параметры, полученные в результате натурного мониторинга. Прогноз показал, что вклад «станционных» радионуклидов в суммарную дозу облучения населения составляет в начале работы станции 0,23-2,4%, а через 50 лет незначительно увеличится до 0,61-5,9%. Вклад в существующее облучение от газоаэрозольных выбросов АЭС составляет 0,41 мкЗв год$^{-1}$, что более чем в 10 раз ниже, чем от техногенных радионуклидов (4,74 мкЗв год$^{-1}$).

Аналогичные оценки были сделаны для 4 АЭС, отличающихся используемыми технологиями производства электроэнергии, расположенных в различных природно-климатических зонах, при этом учитывалось воздействием также других источников загрязнения.

Таблица 1 - Радиоэкологические характеристики районов размещения АЭС

| Параметры | Белоярская | Курская | Ленинградская | Ростовская |
|---|---|---|---|---|
| Дозы существующего облучения от техногенных радионуклидов | | | | |
| Суммарная доза, мЗв год$^{-1}$ | $1,52\times10^{-1}$ | $1,43\times10^{-2}$ | $9,1\times10^{-2}$ | $4,7\times10^{-3}$ |
| Вклад продуктов, % | 14 | 17 | 64 | 52 |
| Дозы от выбросов АЭС | | | | |
| Суммарная доза, мкЗв год$^{-1}$ | 16 ($1,2\times10^{2)}$ | 1,5 | 4,1 | $7,1\times10^{-2}$ |

| | | | | |
|---|---|---|---|---|
| Суммарная доза на 1 ГВт, мкЗв год$^{-1}$ | 15 | 0,5 | 1,5 | $2{,}9\times10^{-2}$ |
| Вклад продуктов, % | 85 | 12 | 86 | 17 |
| Суммарная доза, мкЗв год$^{-1}$ | $1{,}58\times10^{-1}$ | 6,25 | 5,2 | $6{,}8\times10^{-2}$ |
| Суммарная доза на 1 ГВт, мкЗв год$^{-1}$ | $1.5\cdot10^{-1}$ | 2,1 | 1,8 | $2{,}8\times10^{-2}$ |
| Дозы от природного радиационного фона (существующее облучение) [4] | | | | |
| Суммарная доза, мЗв год$^{-1}$ | 3,98 | 3,13 | 3,31 | 4,16 |
| Доза от продуктов мЗв год$^{-1}$ | 0,113 | 0,128 | 0,155 | 0,118 |

Анализ показал, что вклад природного радиационного фона в дозу облучения населения составляют от 3,13 до 4,16 мЗв в год.

Дозы от существующего техногенного загрязнения варьируют от 0,47 (Ростовская АЭС) до 150 мкЗв в год (Белоярская АЭС). Различные источники и характеристики загрязнения (чернобыльские выпадения, выбросы и сбросы других ядерных предприятий, отличия в технологиях производства энергии), а также природно-климатические факторы обусловили варьирование до 40 раз величины дозы от существующего техногенного загрязнения. При этом вклад выбросов и сбросов Курской и Ленинградской АЭС в эффективные дозы облучения населения близок к дозовой квоте 10 мкЗв в год, а для Белоярская АЭС может превышать 10 мкЗв в год.

Многолетние наблюдения в районе Ленинградской АЭС показали, что радиационная обстановка связана с влиянием радиоактивных выпадений после аварии на ЧАЭС [3]. Среди техногенных радионуклидов наибольший вклад в дозу существующего облучения (67% – для городского и 74% – для сельского населения) вносит $^{137}$Cs (в основном чернобыльского происхождения). Вклад ЛАЭС в формирование существующего радиационного фона составляет 0,13% и не может быть определён инструментальными методами.

Результаты мониторинга в течение 17 лет в районе Курской АЭС показали, что формирование радиационной обстановки в основном определяется долгоживущими $^{137}$Cs и $^{90}$Sr [3]. Среди путей существующего облучения доминирует внешнее облучение от радионуклидов, находящихся в почве (83%), значимым является вклад в дозу от потребления продуктов питания (17%). Основным дозообразующим радионуклидом является $^{137}$Cs, что объясняется влиянием чернобыльских выпадений. Дозы облучения

населения от атмосферных выбросов Курской АЭС в настоящее время определяются внешним облучением от ИРГ, находящихся в облаке ~40%, вклад $^{131}I$ (пероральный путь) составляет 5% и $^{60}Co$ ~4%. Вклад газоаэрозольных выбросов в формирование дозы облучения примерно в 10 раз ниже, чем от существующего загрязнения техногенными радионуклидами.

Результаты радиационно-экологического мониторинга в регионе Белоярской АЭС показали, что содержание естественных и техногенных радионуклидов в компонентах различных природных сред находится на уровне регионального фона [3]. Суммарные дозы облучения населения за счёт техногенных радионуклидов составляют 0,13 мЗв год$^{-1}$ – для сельского и 0,09 мЗв год$^{-1}$ – для городского населения. С учётом облучения от естественного радиационного фона значение среднегодовой эффективной дозы составляет 2,23 мЗв год$^{-1}$ для сельского и 1,99 мЗв год$^{-1}$ – для городского населения. При этом техногенный радиационный фон в районе Белоярской АЭС определяется загрязнением окружающей среды в результате предыдущей деятельности.

Вклад АЭС в существующий техногенный радиационный фон, рассчитанный на основе данных радиоэкологического мониторинга, варьирует от 1% (Ростовская АЭС) до 10-11% (Курская и Белоярская АЭС).

Сравнение данных ВНИИРАЭ с оценками других авторов [5] показывает, что различия в дозах облучения может достигать двух порядков величин, что связано с разными вариантами учёта выбросов и сбросов, рационом питания, а также природно-климатическими факторами. Важное значение имеет программа мониторинга, которая обеспечивает эти данные.

При сравнении факторов (природных и технологических), определяющих вклад АЭС в облучение населения, целесообразно дозы облучения приводить на единицу вырабатываемой электроэнергии. Анализ показал, что при расчете на 1 ГВт произведенной электроэнергии дозы от выбросов российских АЭС варьируют от $2{,}9\times10^{-2}$ до 15 мкЗв год$^{-1}$, что согласуется с оценками для аналогичных зарубежных АЭС [6].

Полученные расчетные данные и результаты натурных измерений показали, что функционирование АЭС в штатном режиме не оказывает негативного воздействия на население и окружающую среду, а проведение радиационного экологического мониторинга эффективным механизмом доказательства безопасности функционирования атомных электростанций.

Следует отметить необходимость совершенствования методологических подходов, нормативного и методического обеспечения системы радиационно-экологического мониторинга, а также гармонизации национальных требований с международными документами по обеспечению радиационной безопасности и стандартами МАГАТЭ. Нерешенность указанных вопросов влияет на доверие к информации о состоянии окружающей среды в районах расположения АЭС.

## ЛИТЕРАТУРА


1. СП 151.13330.2012. Инженерные изыскания для размещения, проектирования и строительства АЭС. Ч. I, Ч. II. М., 2013. – 187, 155 с.

2. ICRP Publication 103. The Recommendation of the International Commission on Radiological Protection // *Ann. ICRP. 2009.* - V. 38. - No. 4-6. - P. 1-242.

3. Мониторинг природных и аграрных экосистем в районах расположения атомных электростанций: Труды ФГБНУ ВНИИРАЭ. Выпуск 3 / Под ред. проф. С.В. Фесенко. Обнинск: ФГБНУ ВНИИРАЭ, 2020.– 170 с.

4. Дозы облучения населения Российской Федерации в 2018 году: информационный сборник. Санкт-Петербург: НИИРГ, 2019. - 72 с.

5. Vasyanovich M.E. et al. Determination of radionuclide composition of the Russian NPPs atmospheric releases and dose assessment to population // Journal of Environmental Radioactivity. 2019. Vol. 208-209. P. 106006.

6. Руководство по безопасности № RS-G-1.8. Мониторинг окружающей среды и источников для целей радиационной безопасности: нормы безопасности МАГАТЭ для защиты людей и охраны окружающей среды. Вена: МАГАТЭ, 2005. - 168 с.

# ОПЫТ И УРОКИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ НАСЕЛЕНИЯ ПОСЛЕ ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ И ФУКУСИМСКОЙ АВАРИЙ

Балонов М.И.

ФБУН НИИРГ им. П.В. Рамзаева

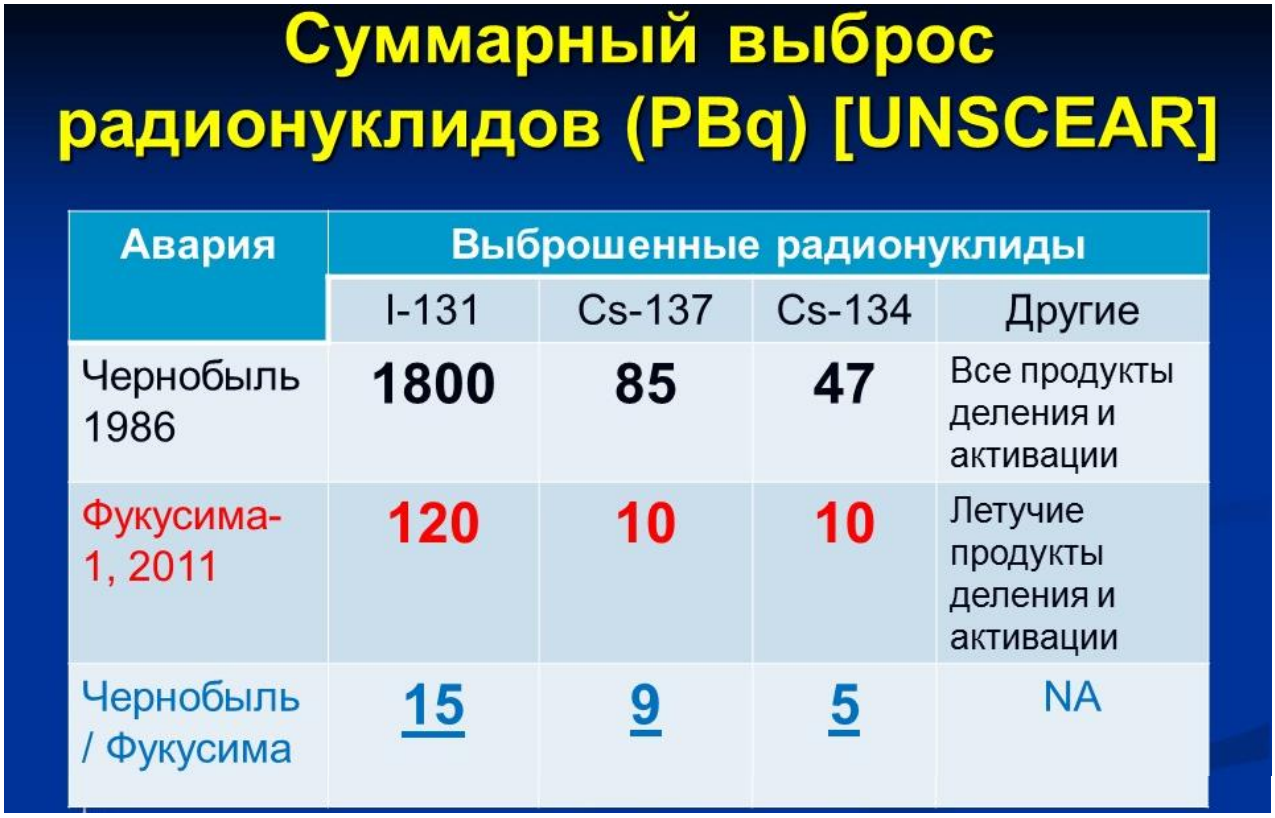
После обеих крупнейших радиационных аварий современности, чернобыльской (1986) и фукусимской (2011), были предприняты беспрецедентные по масштабам и разнообразию меры радиационной защиты населения. Ранние меры защиты в первые недели и месяцы после обеих аварий включали: эвакуацию, укрытие, блокирование щитовидной железы (ЩЖ) препаратами стабильного иода, ограничение потребления местных пищевых продуктов и питьевой воды. В более поздние сроки (месяцы и годы) жители добровольно переселялись в местность с низким уровнем радиоактивности, а органы власти применяли дезактивацию населенных пунктов, контрмеры в сельском и лесном хозяйстве. Важным условием эффективности защиты населения и реабилитации территории было своевременное распространение информации.

В докладе обсуждаются основные результаты применения указанных мер защиты населения и реабилитации территории в форме снижения индивидуальных доз у жителей и предотвращенной коллективной дозы. Обсуждение завершается рекомендациями, вытекающими из опыта двух крупнейших аварий.

Поскольку в ранний период после аварии значительная доля риска для здоровья связана с выбросами радиоактивного иода и реализуется в течение первых недель, соответствующие критерии вмешательства должны быть установлены заранее в терминах измеряемых величин и внедрены немедленно. Промедление на 1-2 недели уже неудовлетворительно, поскольку может привести к существенным медицинским последствиям – возникновению рака ЩЖ у детей, как это произошло после чернобыльской аварии.

В отдаленный период облучение населения происходит более долгоживущими радионуклидами, поэтому имеется время для анализа и принятия решений по вопросам долгосрочной защиты населения и реабилитации территорий. Как показывает мировой опыт, целесообразно вовлечение местных жителей в этот процесс, чтобы повысить эффективность защиты.

После аварии на ЧАЭС Международная комиссия по радиационной защите разработала методологию защиты в условиях длительного облучения населения радионуклидами в окружающей среде, а МАГАТЭ конвертировало ее в стандарты безопасности. Основой является оптимизация защиты с помощью т.н. референтных уровней. Методология эта вполне применима к условиям после обеих аварий, но недостаточно проработана в технических деталях. В России она мало известна, а в Японии применена в ограниченном варианте. Общие положения ее внесены в проект обновленного ФЗ «О радиационной безопасности населения». Если этот проект будет принят, потребуется разработка соответствующих нормативно-методических документов.

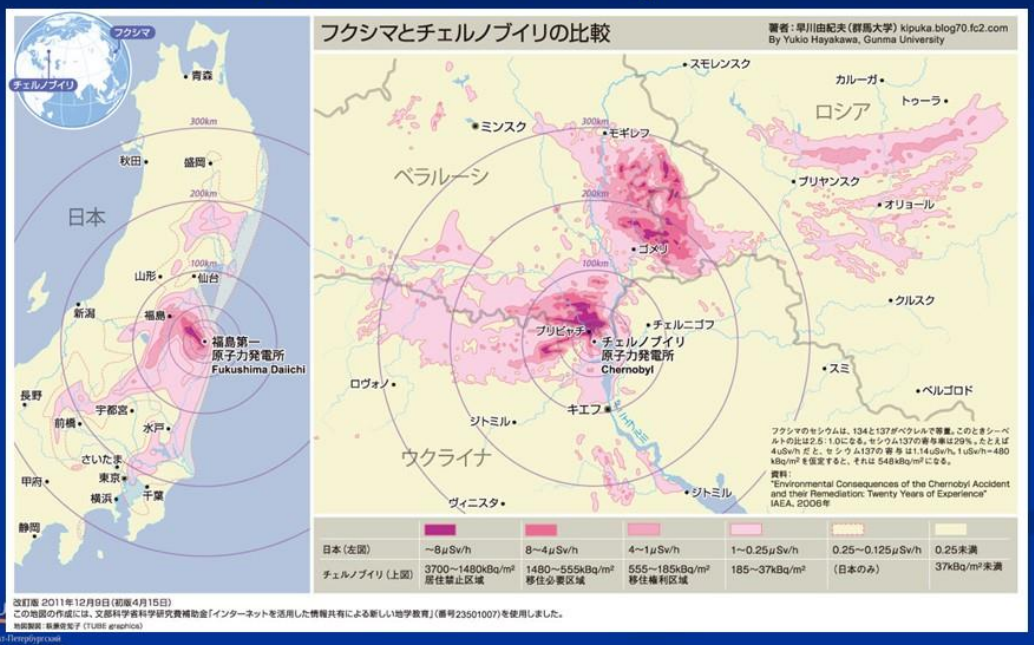


# Выпадения радионуклидов цезия на почву [UNSCEAR]

| Авария | Cs-137 | | Cs-134 | |
|---|---|---|---|---|
| | A, ПБк | S, тыс. кв. км (>100 кБк/кв.м) | A, ПБк | S, тыс. кв. км (>100 кБк/кв.м) |
| Чернобыль, 1986 (Б, Р, У) | **46** | **50** | **25** | **~26** |
| Фукусима-1, 2011 | **2** | **~3** | **2** | **~3** |
| Чернобыль / Фукусима | **23** | **~17** | **13** | **~9** |

Санкт-Петербургский НИИРГ

# Территории с наибольшими выпадениями в сравнении




Санкт-Петербургский НИИРГ

## Ранние меры защиты: первые недели и месяцы после обеих аварий

- Эвакуация населения,
- Укрытие в помещениях,
- Блокирование щитовидной железы путем введения препаратов стабильного иода,
- Ограничение потребления загрязненных пищевых продуктов и питьевой воды.

## Эвакуация населения

- Чернобыль, 1986
  - 115 тыс. человек
  - Со 2-го дня и до 4-х месяцев после аварии
  - Преимущественно из радиуса 30 км
  - Средняя доза в ЩЖ-500 мГр, эфф. доза – 31 мЗв
  - Без планов возвращения в обозримом будущем.
- Фукусима-1, 2011
  - 116 тыс. человек
  - С 1-го дня и до 3-х месяцев после аварии
  - Преимущественно из радиуса 20 км
  - Доза в ЩЖ < 30 мГр, эфф. доза < 8 мЗв
  - Планировали и осуществляют возвращение домой.

# Укрытие в помещениях

- Чернобыль, 1986
  - Количественные оценки укрытия населения после чернобыльской аварии противоречивы
  - Находятся в противоречии с замалчиванием факта и масштабов аварии в начальный период
- Фукусима-1, 2011
  - Население было проинструктировано о необходимости укрытия: от 3–10 км вскоре после аварии до 20–30 км к 15 марта.
  - Предписано находиться в укрытии вплоть до 25 марта, когда правительство Японии рекомендовало добровольную эвакуацию жителям в радиусе 20–30 км.
  - К этому времени около 50 тысяч человек уже добровольно покинули район аварии.

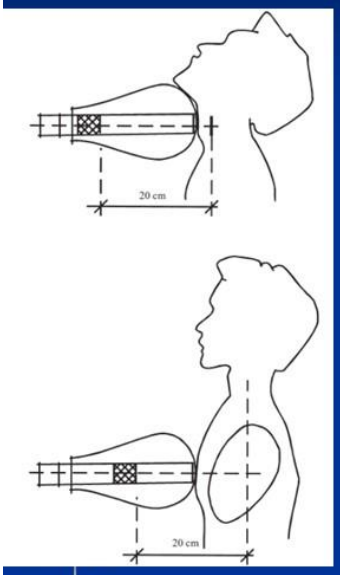
Санкт-Петербургский НИИРГ

# Блокирование щитовидной железы стабильным иодом

- Чернобыль, 1986
  - Эффективно применено в г. Припять 26-27 апреля 1986 г., что привело к снижению поступления иода-131 в 5-7 раз.
  - В других населенных пунктах применено формально в поздние сроки и не повлияло на формирование дозы.
- Фукусима-1, 2011
  - После фукусимской аварии фактически не применяли ввиду недостаточной предварительной регламентации.

Санкт-Петербургский НИИРГ

# Ранние измерения $^{131}$I в ЩЖ эвакуантов из г. Припять [Balonov et al 2003]




Среднее содержание $^{131}$I в ЩЖ, кБк, на 04.05.1986

| Действия 26-27 апр. 1986 | | |
|---|---|---|
| Принял KI | Внутри помещения | На открытом воздухе |
| Да | 10±2 (19) | 19±5 (13) |
| Нет | 64±8 (4) | 133±32 (9) |

Эффект укрытия: в 2 раза
Эффект блокады ЩЖ: еще в 7 раз

Санкт-Петербургский НИИРГ

# Бракераж пищевых продуктов и питьевой воды

Активно применен после обеих аварий как на ранней стадии, так и впоследствии. Эта мера существенно снизила дозы внутреннего облучения жителей.

- Чернобыль, 1986
  - ВДУ для $^{131}$I установлены 06.05.1986, а для Cs - 30.05.86.
  - Контроль и бракераж начаты вскоре.
- Фукусима-1, 2011
  - ВДУ установлены заранее, на порядок величины ниже, чем в СССР.
  - Пересмотрены в 2012 г. в сторону дальнейшего снижения.
  - Контроль содержания радионуклидов в ПП с 16.03.11.
  - Бракераж и контрмеры в с/х начаты с 21.03.11.

Санкт-Петербургский НИИРГ

## Долгосрочные меры защиты и реабилитации (месяцы и годы)

- Дезактивация населенных пунктов,
- Бракераж пищевых продуктов,
- Контрмеры в сельском и лесном хозяйстве,
- Добровольное переселение в местность с низким уровнем радиоактивности.
- Важным условием эффективности было своевременное распространение информации.

Санкт-Петербургский НИИРГ

## Опыт дезактивации НП Брянской области

# Дезактивация населенных пунктов

- Чернобыль, 1986
  - В 1986–1989 гг. в Брянской области дезактивированы 302 НП, в том числе 50 – дважды и 6 – трижды.
  - Лето 1989 г – полк ГО при методическом обеспечении НИИРГ.
  - Снижение эфф. дозы по данным ТЛД - 26±5%.
  - Предотвращенная КД – 350 чел-Зв.
- Фукусима-1, 2011
  - Специалисты ознакомлены с чернобыльским опытом.
  - Испытали свои технологии в 2011-2012 гг.
  - С 2013 г – массовая дезактивация НП.
  - В эвакуированных НП снижение эфф. дозы около 25%.
  - Жители возвращаются в дезактивированные НП.

Санкт-Петербургский НИИРГ

# Дезактивация приусадебного участка в г. Дате, июль 2013 г.

Санкт-Петербургский НИИРГ

## До (слева) и после (справа) дезактивации в эвакуированном г. Тамура

## Временное хранилище отходов дезактивации в г. Дате, июль 2013 г.

## Контрмеры в сельском хозяйстве

- Почвенные
- В животноводстве
- Переработка продукции
- Замена с/х культур
- Ограничительные меры в лесном хозяйстве
- Информационные кампании

Санкт-Петербургский НИИРГ

## Контрмеры в сельском хозяйстве

- Чернобыль, 1986
  - Беспрецедентные масштабы применения
  - В ранний период – забой 100 000 скота
  - Долгосрочно – комплекс мер с учетом местных условий и технологий (см. выше)
  - Предотвращенная КД – 12000-19000 чел-Зв или 30-40% всей эфф. дозы внутреннего облучения.
- Фукусима-1, 2011
  - Японскими специалистами испытан спектр с/х контрмер с учетом чернобыльского опыта.
  - Благодаря низким уровням выпадений, связывающим свойствам почвы и бракеражу ПП, применение на практике было ограниченным.

Санкт-Петербургский НИИРГ

# Добровольное переселение

- Чернобыль, 1986
  - В 1989-1991 гг более 220 тысяч жителей Б, Р и У были добровольно переселены в «чистые» районы.
  - К этому времени они уже получили более половины пожизненной дозы излучения.
  - Социальная мера, не обоснованная радиологически.
- Фукусима-1, 2011
  - В отдаленные сроки после аварии на ФАЭС жителей префектуры Фукусима в другие регионы по радиологическим критериям не переселяли.

Санкт-Петербургский НИИРГ

# Заключение и выводы - 1

- При эвакуации населения переплетаются радиологические, социальные и психологические соображения. Развитие этого подхода видится в применении современных рекомендаций МАГАТЭ.
- Блокирование ЩЖ стабильным иодом – адекватная мера кратковременной защиты в сочетании с эвакуацией.
- Бракераж пищевых продуктов и питьевой воды был эффективной мерой для снижения дозы от иода-131 в ЩЖ жителей после обеих аварий.
- Однако, после чернобыльской аварии он был введен недостаточно быстро, что привело к повышению заболеваемости раком ЩЖ у детей. Критерии вмешательства должны быть установлены заранее в виде измеряемых величин и внедрены немедленно.

Санкт-Петербургский НИИРГ

## Заключение и выводы - 2

- Дезактивация населенных пунктов - мера защиты с умеренной эффективностью, приводит к образованию отходов. Решение о ее применении следует принимать с учетом мнения жителей.
- Переселение в отдаленные сроки после аварии едва ли оправдано радиологическими соображениями.
- Контрмеры в сельском хозяйстве – наиболее научно проработанная система снижения дозы внутреннего облучения населения.
- В отдаленный период международной основой защиты населения является оптимизация с помощью т.н. референтных уровней. Технические детали прорабатываются МАГАТЭ.

Санкт-Петербургский НИИРГ

## В международной радиационной защите после 2-х аварий:

- Радикально модернизирована система РЗ населения в аварийной и существующей ситуациях облучения (МКРЗ, МАГАТЭ).
- Усовершенствована аварийная готовность и реагирование (МАГАТЭ).
- Предусмотрен выход из аварии и переход к существующей ситуации облучения (МАГАТЭ).
- Разработаны руководства по мерам защиты и реабилитации (МАГАТЭ).
- Усовершенствованы методы мониторинга (МКРЕ).

## В России новые разработки внедряются недостаточно:

- Действующие критерии защиты от аварии устарели и требуют гармонизации с международными.
- Не предусмотрен выход из аварии и переход к защите от долгосрочного облучения.
- Нет научного обоснования защиты и реабилитации при долгосрочном поставарийном облучении.
- Недостаток современных руководств по аварийной готовности и реагированию, а также по реабилитации и возврату к нормальной жизни.
- Неудачная социальная политика в «чернобыльских» регионах, консервирующая аварийную ситуацию.

# ДЕСЯТЬ УРОКОВ АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ В СЕЛЬСКОМ ХОЗЯЙСТВЕ ПОСЛЕ АВАРИИ НА АЭС ФУКУСИМА 1

Фесенко С.В., Шубина О.А., Санжарова Н.И.

*ФГБНУ ВНИИРАЭ, г. Обнинск*

Авария на АЭС «Фукусима-1» подчеркнула важность наличия механизмов для эффективного реагирования на ядерную или радиологическую аварийную ситуацию независимо от ее причины, включая аварийные ситуации, выходящие за рамки проектного уровня, и аварии, возникающие в сочетании с обычными природными явлениями, такими как землетрясения и цунами.

Согласно оценкам, выбросы $^{131}I$ и $^{137}Cs$ в атмосферу находятся в пределах 100—400 ПБк и 7—20 ПБк соответственно. Эти же радионуклиды определяли и последствия аварий на Чернобыльской АЭС, АЭС Три Майл Айленд и Уиндскайле [1].

*Урок 1. Так же, как и для других аварий, связанных с повреждением активной зоны реактора, радиоактивные изотопы йода и цезия определяли последствия аварии на АЭС Фукусима 1 для сельского хозяйства. Эти радионуклиды должны контролироваться в АПК в первую очередь на всех этапах производства, переработки и перераспределения сельскохозяйственной продукции.*

Префектура Фукусима славится экологически чистым земледелием в Японии, где производится высококачественный рис, фрукты, соевые бобы и гречка. Префектура также производит овощи (сладкий картофель, шпинат, огурцы, помидоры и т. д.) и пшеницу. Доля сельскохозяйственных угодий, используемых для выращивания риса-сырца (основной продукт питания в Японии) составляла около 64%, что выше, чем в среднем по Японии в целом. В период после аварии до начала лета 2011 года наибольшие уровни содержания радионуклидов ($^{131}I$ и $^{137}Cs$) отмечались в листовых овощах, выращиваемых в открытом грунте. ($^{131}I$, $^{134}Cs$ и $^{137}Cs$) [1-3].

Авария на АЭС Фукусима 1 произошла в период времени до посева основных сельскохозяйственных культур, т.е. до появления всходов растений. То есть продовольственные растения, за исключением листовых овощей, не подвергались прямому загрязнению [3]. Авария произошла до посадки риса (обычно проводятся в мае). Правительство Японии ввело ограничения на выращивание риса на рисовых полях, где

концентрация $^{134}Cs$ и $^{137}Cs$ в почве превышала 5000 Бк/кг. Животные находились на стойловом содержании и было достаточно кормов для животных в течение «йодного» периода» [2]. Вследствие этого уровни загрязнения сельскохозяйственной продукции были относительно низки и не привели к существенному дополнительному облучения населения по пищевой цепочки.

*Урок 2. Время аварии играет исключительно важную роль в проявление последствий аварии. Чернобыльская аварии произошла в наиболее неблагоприятный с точки зрения чувствительности сельского хозяйства к радиоактивному загрязнению сезон года. Животные находились на выпасе и не было достаточно кормов перевести их на стойловое содержание. Авария на АЭС Фукусима 1 произошла в более благоприятный период, в пострадавших районах Фукусимы животные, и в первую очередь крупный рогатый скот, получали корма, заготовленные в предыдущем году. Это способствовало уменьшению содержания радиойода и радиоцезия в продуктах и доз внутреннего облучения, в том числе доз облучения щитовидной железы.*

*Урок 3. На самом раннем этапе после аварии необходимо определить критические пищевые продукты, определяющие дозы облучения. Оперативное исключение этих продуктов из потребления позволяет значительно уменьшить дозы внутреннего облучения населения, включая дозы облучения щитовидной железы.*

Почвы префектуры Фукусима отличаются плодородием, вследствие чего наблюдается низкая подвижность радиоцезия, а коэффициенты перехода $^{137}Cs$ в растения примерно в десять раз ниже, чем для почв в районах, пострадавших от аварии на ЧАЭС [1]. Концентрации в почве выше 25 000 Бк/кг были обнаружены в эвакуированных районах, за пределами этих районов на рисовых полях не было обнаружено активностей, превышающих 5000 Бк/кг [3]. Поливная вода, поступающая на рисовые поля, являющиеся водно-болотными экосистемами, является дополнительным источником радиоцезия. Однако уровень доступного радиоцезия, доступного для корневого поглощения, был низок и остаётся чрезвычайно низким до настоящего времени. Это способствовало уменьшению содержания радиоцезия в продуктах и доз внутреннего облучения и определяет возможность быстрого возвращения загрязнённых территорий в хозяйственное использование.

*Урок 4. Плодородие почв во многом определяет долгосрочные последствия аварий для сельского хозяйства и влияет на сроки возможного возвращение земель в хозяйственное использование.*

Планы аварийного реагирования в Японии предусматривали, что решения о защитных мероприятиях будут основываться на прогнозах доз, выполненных на момент принятия решений [4]. Этот подход не соответствовал стандартам безопасности МАГАТЭ, которые предусматривают, что первоначальные решения о срочных защитных мерах для населения должны основываться на данных о состоянии аварийного объекта. Не было заранее определенных критериев с точки зрения измеряемых величин, таких как уровни оперативного вмешательства (OIL) [2]. Дозовые критерии для эвакуации и йодной профилактики соответствовали рекомендациям по общим уровням вмешательства для этих защитных действий, которые были установлены в стандартах безопасности МАГАТЭ [5,6]. В то же время отсутствовали предопределенные критерии (общие, с точки зрения дозы и оперативные, с точки зрения измеряемых величин) для принятия решений по аварийному реагированию [2]. Критерии для введения ограничений на потребление продуктов питания и питьевой воды в случае ядерной аварии, были разработаны в Японии до аварии [7]. Однако эти значения не применялись в чрезвычайных ситуациях в качестве конкретных нормативных пределов [2]. Таким образом, в течение нескольких дней после аварии власти должны были определить допустимые уровни содержания радионуклидов в продуктах питания и напитках. Введение таких уровней и конкретные значения ВДУ обсуждались только ночью с 14 по 15 марта Министерством здравоохранения, труда и благосостояния и Министерством сельского, лесного и рыбного хозяйства [1].

*Урок 5. Необходимо заранее подготовиться к реабилитации АПК в ситуациях, которые потребуют восстановления больших площадей, например, в случае крупной ядерной аварии. Готовность к восстановлению должна включать стратегию реабилитации и установление критериев остаточных доз и уровней загрязнения. Программы реабилитации должны быть легко адаптируемы к конкретным ситуациям.*

*Урок 6. При выборе контрольного уровня для руководства стратегией реабилитации правительство и население, должны понимать, что этот уровень является долгосрочной целью, тогда как краткосрочные цели восстановления должны быть реалистичными и экономически оправданными, основанными на процессе оптимизации. Выбор дополнительной дозы 1 мЗв/год в качестве долгосрочной цели при*

*реабилитации территорий является оправданным с точки зрения справедливости, но часто не может быть использован в качестве краткосрочной цели с точки зрения осуществимости и социальной выгоды.*

Сложные и изменяющиеся условия загрязнения пострадавших территорий сделали невозможным оперативное выявление областей, в которых требовались ограничения на потребление продуктов питания, на основе данных мониторинга. Решения на ограничение потребления пищи и воды, непосредственно загрязненных выбросами радионуклидов (например, листовые овощи, молоко животных, пасущихся на открытой траве, дождевая вода и дикорастущие продукты), необходимо было принимать сразу после выброса и до начала мониторинга. 17 марта 2011 года были введены ограничения на потребление и продажу продуктов питания и потребления питьевой воды, а также введены защитных мер в АПК пострадавших районов [2,8]. Эти меры включали разработку временных допустимых уровней (ВДУ) содержания радиоактивного цезия и йода в пищевых продуктах и питьевой воде. Также были установлены допустимые уровни содержание радионуклидов в рыбной продукции, кормах для животных и почве рисовых полей. Ограничения на сельскохозяйственную продукцию корректировались с учётом изменением ситуации. В течение 24 часов с момента аварии на АЭС «Фукусима-1» Министерство сельского, лесного и рыбного хозяйства был введен запрет на сбор диких грибов и дикорастущих съедобных растений [7,8]. 15 марта Министерство сельского, лесного и рыбного хозяйства начало предоставлять рекомендации по отбору проб местным органам власти. Формирование больших доз внутреннего облучения после аварии на АЭС «Фукусима 1» и снижение обеспокоенности населения были в значительной степени предотвращены благодаря оперативно введённым ограничениям на продажу и распространение загрязненных продуктов питания и внедрению всестороннего мониторинга и радиационного контроля продукции.

*Урок 6. Эффективность мероприятий по аварийному реагированию зависит от того насколько оперативно они внедрены. Оперативное, раннее внедрение и четкое следование мероприятиям по аварийному реагированию в сельском хозяйстве позволяет до 10 раз и более снизить дозы внутреннего облучения населения. Систематическое проведение тщательного тестирования и контроля продуктов питания после аварии продемонстрировало, что дозы при поступлении радионуклидов с пищей можно поддерживать на низком уровне. Важную роль для обеспечения доверия к безопасности продуктов местного производства сыграло создание локальных станции мониторинга,*

*где люди могли измерить собственные продукты питания. Этот мониторинг упростил восстановления, позволив сосредоточиться на методах, которые уменьшали дозы внешнего облучения.*

Загрязнённые территории были разделены на две зоны на основе дополнительной годовой эффективной дозы, оцененной осенью 2011 года особую зону дезактивации. Эта область перекрывала зону ограниченной эвакуации в радиусе 20 км от АЭС «Фукусима-1» и бывшие зоны преднамеренной эвакуации, за пределами 20 км от станции, где дополнительная годовая доза для отдельных лиц могла достичь 20 мЗв в первый год после аварии [3]. Законодательно установлено, что в пределах специальной зоны дезактивации национальное правительство несет ответственность за разработку и осуществление планов восстановления. В зону интенсивного загрязнения входят территории, где дополнительная доза облучения в первый год была оценена в пределах от 1 до 20 мЗв. Мощность дозы внешнего облучения 0,23 мкЗв/ч соответствовало консервативно рассчитанной дополнительной эффективной дозе 1 мЗв в год для «свежих» выпадений [1]. Муниципалитеты были обязаны проводить обследования для выявления областей, требующих планов дезактивации, и проведения восстановительных мероприятий в этих областях, при этом национальное правительство оказывает финансовую и техническую поддержку для содействия восстановлению [2].

*Урок 7. Крупномасштабное картирование радиоактивного загрязнения имеет важное значение для оценки последствий ядерной аварии и определения областей, требующих реабилитации. В то же время детальные стратегии реабилитации зависят от местных условий, подкреплённых мониторингом конкретной области.*

Министерство сельского, лесного и рыбного хозяйства Японии подготовило и распространило Руководство по технологиям реабилитации сельскохозяйственных угодий и технические руководящие указания по мерам дезактивации на основе пилотных проектов [8]. Также был разработан и внедрен технический документ, содержащий принципы удаления и предотвращения распространения радиоактивных материалов в лесах. Мероприятия по реабилитации для каждого района и типа сельскохозяйственных угодий подбирались в каждом конкретном случае с учетом предпочтений местного населения и адаптировались к местным особенностям ведения сельскохозяйственного производства (рис. 1, табл. 1) [3].

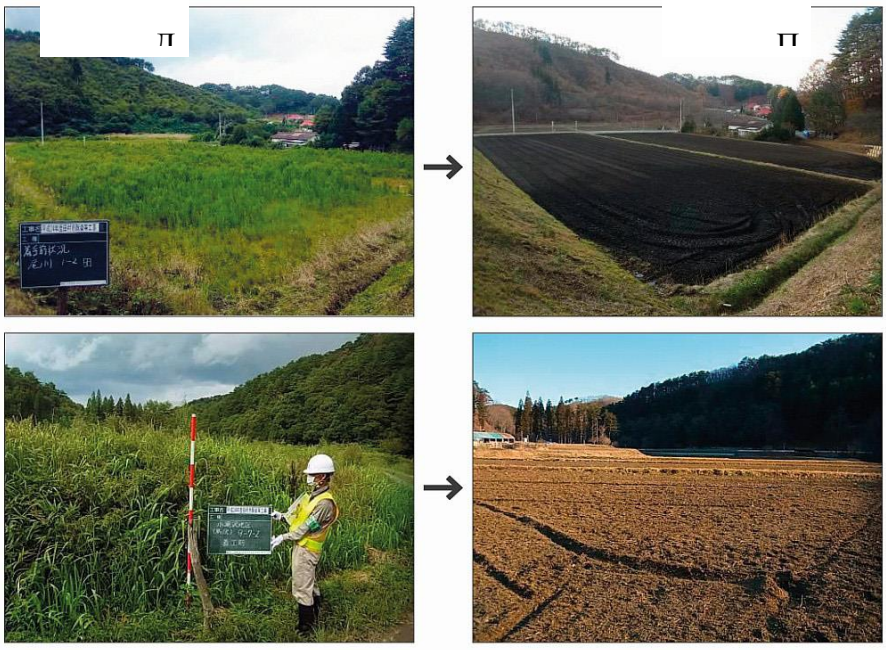


Рисунок 1. — Сельскохозяйственные угодья до и после реабилитационных мероприятий

Таблица 1 - Применение реабилитационных мероприятий в сельском хозяйстве Японии

| Мероприятия | Концентрация Cs в почве (кБк/кг) | | | |
|---|---|---|---|---|
| | <5 | 5-10 | 10-25 | >25 |
| Культивация видов с пониженным переходом $^{134}Cs$ и $^{137}Cs$ с использованием калийных удобрений | + | | | |
| Глубокая вспашка с оборотом пласта | + | + | | |
| Взмучивание почвы в отходы и ее удаление с водой. | | + | | |
| Удаление верхнего слоя почвы | | + | + | |
| Удаление почвы с помощью отвердителя | | + | + | + |
| Удаление травы | | + | + | + |

В зоне интенсивного загрязнения применялись контрмеры без удаления верхнего слоя почвы. Этот подход обладает дополнительным преимуществом сохранения питательных веществ в почве и уменьшения количества загрязнённой почвы (радиоактивных отходов реабилитации).

*Урок 8. Информация из пилотных проектов по проверке эффективности и осуществимости контрмер играет важную роль в планировании стратегий по восстановлению. Пилотные проекты и способствуют разработке технологий по реабилитации и процедур по обеспечению безопасности работников. Участие заинтересованных сторон помогает продвигать понимание и принятие реабилитационных действий (отходов реабилитации).*

Мероприятия по информированию общественности во время ядерной аварийной ситуации были разработаны до аварии. План управления чрезвычайными событиями включал назначение менеджера по прессе, который отвечал бы за распространение информации для общественности и управлял объявлениями из местного центра реагирования на чрезвычайные ситуации [2]. Несколько каналов использовались для информирования общественности и реагирования на проблемы людей во время чрезвычайной ситуации, включая телевидение, радио, Интернет и телефонные горячие линии. Отзывы общественности, полученные по горячим линиям и консультационным службам, показали необходимость предоставления информации в легко доступной форме. В то же время к моменту аварии в Японии отсутствовала скоординированная на национальном уровне стратегия предоставлении информации для общественности из различных организаций по реагированию. В некоторых случаях лица, осуществляющие связь с населением, средствами массовой информации и общественными организациями были недостаточно обучены и не имели опыт работы со средствами массовой информации. Это потребовало оперативной подготовки персонала, занятого в этой работе и подготовки программ, регулирующих работу с населением и предоставление необходимой информации уже в процессе аварийного реагирования.

*Урок 9. Мероприятия по информированию общественности во время ядерной аварийной ситуации должны быть разработаны до аварии и соответствующий персонал должен быть подготовлен в результате учений. Взаимодействие с заинтересованными сторонами является долгосрочным процессом, требующим использования соответствующих процедур по всем аспектов восстановления территорий. Участие заинтересованных сторон может происходить на разных уровнях и может включать представителей всех слоев общества. Важно, чтобы в этот диалоге были обсуждены стратегии и мероприятия по восстановлению, такие как выбор площадки для объектов по обращению с отходами и корректирующие действия.*

Цели и условия, которые должны быть выполнены для прекращения аварийной фазы, были определены в плане возвращения к нормальной жизни, объявленном правительством Японии 17 мая 2011 года [3]. В нем были распределены обязанности и организационные аспекты переходного процесса, а также цели и условия прекращения аварийной фазы. Стандарт безопасности МАГАТЭ, № GS-R-2 [5], устанавливает требования к созданию механизмов для перехода от операций на аварийном этапе к обычным операциям по долгосрочному восстановлению и для возобновления нормальной

социальной и экономической деятельности. Процесс перехода от фазы аварийной ситуации к фазе восстановления включал корректировку защитных действий и мер, принятых на раннем этапе аварийного реагирования, и учет имеющейся информации об условиях в затронутых районах (получаемых главным образом посредством комплексного мониторинга), что также включало рассмотрение необходимых более долгосрочных операций восстановления.

*10. На стадии подготовки к аварийному реагированию необходимо разработать критерии и мероприятия для: перехода от ситуации аварийного облучения к ситуации существующего облучения, а также прекращения защитных действий и других ответных действий и перехода к фазе восстановления. Эти мероприятия должны: формализовать принятие решения о прекращении защитных действий и других ответных действий; распределить обязанности; установить критерии прекращения и определить стратегию консультаций с общественностью. Переход к нормальной жизнедеятельности может зависеть от особенностей загрязненных территорий.*

Отмеченные уроки аварийного реагирования после аварии на АЭС Фукусима 1 определяют необходимость дальнейшего совершенствования аварийного реагирования в случае крупных радиационных аварий как на национальном уровне, так и в контексте развития международных документов и соглашений.

## ЛИТЕРАТУРА

1. The Fukushima Daiichi accident. Technical volume 4. Radiological consequences. Annex III. Levels of radioactivity in the terrestrial environment. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2015.

2. The Fukushima Daiichi accident. Technical volume 3. Emergency Preparedness and Response. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2015.

3. The Fukushima Daiichi accident. Technical volume 5. Post-accident Recovery. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2015.

4. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-R-2, IAEA, Vienna (2002).

5. Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-2.1, IAEA, Vienna (2007).

6. Regulatory Guide: Emergency Preparedness for Nuclear Facilities, NSC, Tokyo (1980).

7. Hamada, N., Ogino, H., Fujimichi, Y., Safety regulations of food and water implemented in the first year following the Fukushima nuclear accident, J. Radiat. Res. 53 5 (2012) 641—671.

8. Government of Japan, Nuclear Emergency Response Headquarters, Additional Report of the Japanese Government to the IAEA: Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, Second Rep., Government of Japan (2011).

9. Decontamination Guidelines. Japan: Ministry of the Environment, 2013.

# СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ В ОБЛАСТИ АВАРИЙНОГО РЕАГИРОВАНИЯ

Сорокин Д.В.

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва*

В соответствии со статьей 6 Федерального закона [1], при разработке федеральных норм и правил в области использования атомной энергии должны учитываться рекомендации международных организаций, в работе которых Российская Федерация принимает участие. К таким организациям относится МАГАТЭ, в нормах безопасности которых аккумулированы наилучшие международные практики. В части аварийной готовности такие практики отражены в [2], [3] и [4].

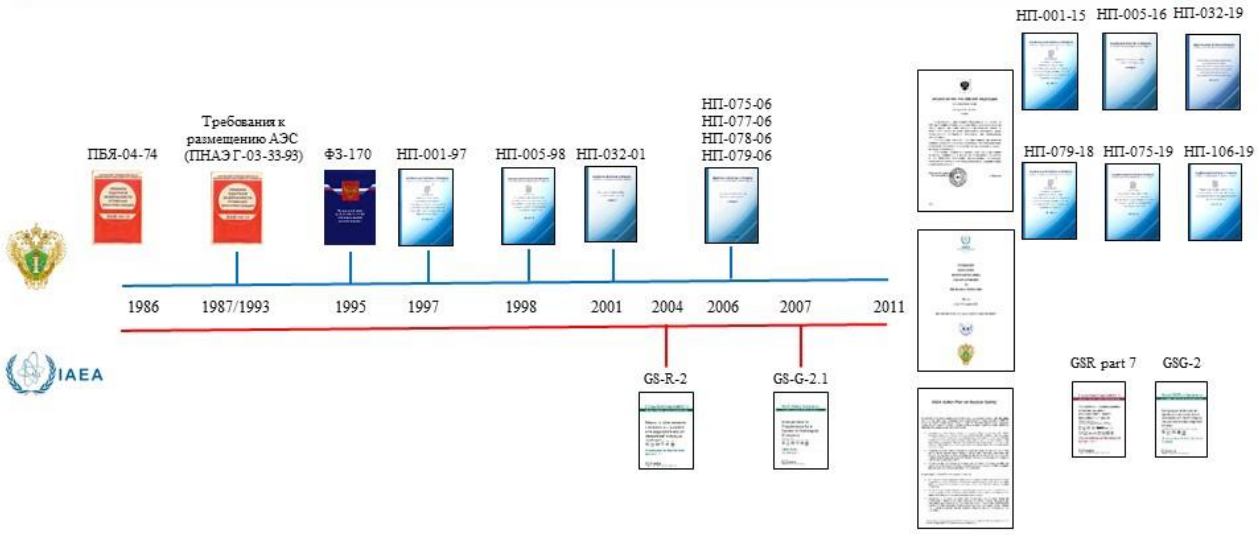
В настоящей статье представлен обзор изменений требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [5], [6], [7] в части аварийного реагирования, касающиеся: сроков уведомления о возникновении аварий на ОИАЭ; критериев объявления аварии на ОИАЭ; оповещения о радиационно-опасных ситуациях на ОИАЭ; установления зон и расстояний противоаварийного планирования вокруг ОИАЭ, в рамках которых должно осуществляться заблаговременное планирование мер по защите населения в случае аварии на ОИАЭ.

Также в статье представлены пути дальнейшего совершенствования системы федеральных норм и правил в области использования атомной энергии в части аварийного реагирования.

## Совершенствование нормативной базы как направление государственной политики

- ✓ Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности
  - ➢ обеспечение соответствующей современным требованиям защиты населения и окружающей среды от радиационного воздействия
  - ➢ минимизация последствий радиационных аварий
  - ➢ совершенствование нормативно-правовой базы в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности с учетом стандартов и рекомендаций международных организаций в области использования атомной энергии
- ✓ Доктрина энергетической безопасности
  - ➢ совершенствование нормативно-правовой базы по вопросам обеспечения безопасного функционирования объектов энергетики
- ✓ Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»
  - ➢ нормы и правила должны учитывать рекомендации международных организаций в области использования атомной энергии

## Эволюционный путь




## Система федеральных норм и правил, регулирующих аспекты аварийной готовности

Более 30 федеральных норм и правил содержащих требования по следующим направлениям

- ✓ временные нормативы по уведомлению об аварии и требования к перечню оповещаемых участников аварийного реагирования
- ✓ противоаварийное зонирование территорий
- ✓ классификация аварий и уведомление о чрезвычайной ситуации
- ✓ критерии инициации аварийного реагирования
- ✓ содержание противоаварийных планов, инструкций и руководств
- ✓ аварийные центры для аварийного реагирования
- ✓ обеспечение безопасности персонала и населения при одновременном возникновении аварий на всех ОИАЭ, расположенных на одной площадке

## Направления дальнейшего совершенствования, выявленные по результатам аварии на АЭС Фукусима-Дайичи

- ✓ План действий по ядерной безопасности МАГАТЭ
  - ➢ совершенствование нормативной базы в области использования атомной энергии и проведение миссий МАГАТЭ
  - ➢ создание и развитие в государствах-участниках МАГАТЭ возможностей быстрого аварийного реагирования
- ✓ Доклад Генерального директора МАГАТЭ
  - ➢ необходимость заблаговременного планирования мер по защите населения в пределах зон противоаварийного планирования
  - ➢ необходимость учета воздействия природных явлений, на несколько энергоблоков, размещенных на площадке АЭС
  - ➢ противоаварийными инструкциями и руководствами должны быть предусмотрены действия персонала при всех возможных авариях
  - ➢ должны быть четко определены функции и обязанности эксплуатирующей организации, а также местных и национальных органов власти при реагировании на ядерную аварийную ситуацию

IAEA

## Классификация аварий и уведомление об аварии

- ✓ Установление более жестких временных нормативов в части
  - ➢ объявления на ОИАЭ о факте обнаружения аварии на ОИАЭ
  - ➢ уведомления об аварии участников аварийного реагирования
  - ➢ порядка действий персонала ОИАЭ
- ✓ Осуществление аварийного реагирования на основе типа аварии, определенного с учетом ее радиационных последствий
- ✓ Установление обязанности эксплуатирующей организации ОИАЭ предоставлять органам местного самоуправления рекомендации по мерам защиты населения

## Критерии инициации аварийного реагирования

- Предусмотрена инициация аварийного реагирования на основании критериев пригодных для оперативного использования
  - фактические параметры, характеризующие состояние физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радионуклидов в окружающую среду
  - внешние воздействия природного и/или техногенного происхождения (взрыв, пожар, затопление)
- Исключено использование критериев для принятия решений об инициации аварийного реагирования которые требуют значительных временных затрат

## Аварийные центры для аварийного реагирования (АЦ)

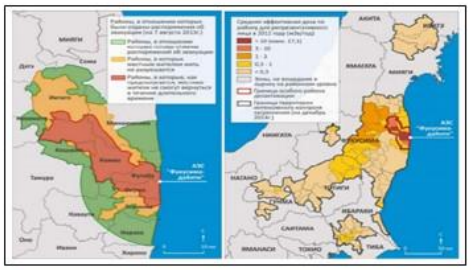
- АЦ должны
  - использоваться для оказания научно-технической и консультативной поддержки ОИАЭ при организации и осуществлении мер по локализации и ликвидации последствий
  - функционировать при нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии
  - обеспечивать оперативное взаимодействие между участниками аварийного реагирования
  - обеспечивать выполнение задачи по оценке состояния ОИАЭ, прогнозированию радиационных последствий аварий и подготовке рекомендаций по мерам защиты населения

## Дифференцированный подход

- Дифференциация требований к аварийному реагированию в зависимости от масштаба радиационных последствий аварий, возможных на ОИАЭ, в части
  - порядка противоаварийных действий персонала ОИАЭ и эксплуатирующей организации при ликвидации последствий аварии
  - требований к работе аварийных центров в условиях аварий
  - критериев инициации аварийного реагирования по мощности дозы в окружающей среде
- Соразмерность противоаварийных действий персонала ОИАЭ масштабам протекающей аварии (локальная, местная, общая)

## Зоны планирования защитных мероприятий

- Являются характеристикой масштаба мер защиты населения при авариях
- Размеры и границы определяются по результатам анализа аварий, возможных на ОИАЭ
- Применяются и при определении допустимости размещения ОИАЭ, и как основа для противоаварийного планирования при эксплуатации ОИАЭ



## Обеспечение безопасности при аварии на всех ОИАЭ, расположенных на одной площадке

- ✓ Должны быть разработаны меры на случай многоблочной аварии, сопровождающейся нарушениями инфраструктуры вне площадки ОИАЭ
- ✓ Должны быть предусмотрены специальные технические средства для управления запроектными авариями для ограничения последствий
- ✓ Должна быть обеспечена защита специальных технических средств для управления запроектными авариями от внешних воздействий, а также от воздействий, возникающих при авариях

## Оценка противоаварийных учений и тренировок

Методология оценки противоаварийных учений и тренировок

- ✓ способствует реализации рекомендованной МАГАТЭ практики оценки учений и тренировок, органом государственного регулирования безопасности
- ✓ основана на требованиях федеральных норм и правил в области использования атомной энергии
- ✓ реализует подход, учитывающий совокупную оценку по 15 аспектам аварийной готовности (учет рекомендаций МАГАТЭ EPR Exercise-2005)
- ✓ обеспечивает возможность сравнения АЭС по их добросовестности в части выполнения требований федеральных норм и правил при противоаварийных учениях и тренировках

## Выводы

- ✓ Требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии гармонизированы с положениями норм МАГАТЭ по безопасности в области аварийной готовности
- ✓ При совершенствовании требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии в части аварийной готовности учтены уроки аварии на АЭС Фукусима-Дайичи

# ПРОГНОЗНАЯ ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ПЕРСОНАЛ АЭС-2006 ПРИ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ С УЧЕТОМ ТИПОВОЙ ИНФРАСТРУКТУРЫ ПРОМПЛОЩАДКИ

Орловская В.И., Трифонов А.Г.

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси, г. Минск, Беларусь*

*Введение*

В основополагающих принципах радиационной безопасности отмечено, что меры аварийной готовности и реагирования включают заблаговременную выработку критериев, определяющих, когда должны предприниматься различные защитные меры. В качестве таких критериев рекомендовано использовать значения эффективных доз облучения человека, непревышение которых в случае аварии обеспечивает предотвращение серьезных детерминированных эффектов, разумное снижение риска стохастических эффектов и безопасность персонала атомной станции при ликвидации последствий аварии.

Данная работа посвящена вопросу оценки радиационного воздействия выбросов радиоактивных веществ на персонал АЭС при различных аварийных ситуациях.

*Методика расчета распределения объемной активности радионуклидов на промплощадке станции*

Для оценки осаждения радиоактивных веществ на характерных поверхностях территории атомной электрической станции в аварийных ситуациях и моделирования потока и транспортируемой дисперсной примеси была выбрана система уравнений сохранения для отдельных фаз, которые решаются численно совместно с уравнениями, описывающими процессы межфазного переноса и динамику межфазных поверхностей. Для учета миграции радионуклидов в потоке в систему уравнений были введены уравнения движения и сохранения аэрозольных частиц.

Данная система уравнений сохранения дополняется соответствующими наборами начальных и граничных условий, а также интегральными параметрами работы техногенных источников.

Для моделирования динамики потока принята следующая система уравнений сохранения [1, 2, 3]:

$$\frac{\partial \rho W_i}{\partial x_i} = 0, \tag{1}$$

$$\frac{\partial W_i}{\partial t} + W_j \frac{\partial W_i}{\partial x_j} = -\frac{1}{\rho}\frac{\partial P}{\partial x_i} + \frac{\partial}{\partial x_i}\left( \upsilon_E \frac{\partial W_i}{\partial x_j} - \overline{W_i' W_j'} \right) + g_i \delta_{ij}, \tag{2}$$

$$\frac{\partial T}{\partial t} + W_j \frac{\partial T}{\partial x_j} = \frac{\partial}{\partial x_j}\left( a_E \frac{\partial T}{\partial x_j} \right), \tag{3}$$

где $\overline{W_i' W_j'} = -\upsilon_E \left( \frac{\partial W_i}{\partial x_j} + \frac{\partial W_j}{\partial x_j} \right) - \frac{2}{3}\delta_{ij} K_j$;

$W_i$ и $W_j$ – компоненты скорости транспортного потока вдоль осей $x_i$ и $x_j$ (в данной модели $i, j = 1,2,3, i \neq j$, $x_1, x_2, x_3$ – пространственные координаты), м/с;

$t$ – время, с;

$P$ – давление, Па;

$T$ – температура, К;

$\rho$ – плотность, кг/м$^3$;

$g$ – ускорение силы тяжести, м/с$^2$; $\upsilon$, $a$ – коэффициенты кинематической вязкости, температуропроводности, м$^2$/с;

$K$ – турбулентная кинетическая энергия согласно «$k$–$\varepsilon$»-модели турбулентности, Дж/м$^3$;

индекс $E$ – эффективное значение с учетом принятой модели турбулентности.

Для описания миграции радионуклидов в потоке в исходную систему сохранения вводится уравнение движения и сохранения концентрации аэрозольных частиц [3]:

$$\frac{\partial C_k}{\partial t} + W_i \frac{\partial C_k}{\partial x_i} = \tilde{\nabla}\left( D_k \tilde{\nabla}\left(C_k\right)\right) - \lambda_k C_k, \quad (4)$$

где $C_k$ – концентрация аэрозольных частиц фракции $k$ в несущем потоке, кг/м$^3$; $D_k$ – коэффициент диффузии аэрозольных частиц фракции $k$ в несущем потоке, м$^2$/с; $\tilde{\nabla}$ – оператор дифференцирования по $x_i$,$x_j$; $\lambda_k$ – постоянная распада рассматриваемого радионуклида, с$^{-1}$.

Уравнения (1)–(4) были дополнены начальными и граничными условиями с учетом генерального плана АЭС, метеорологическими данными на площадке размещения станции. Данная модель позволяет учитывать выбросы из вентиляционной трубы и при нарушении целостности контаймента.

Приведенные уравнения были реализованы в среде разработки компьютерных программ COMSOL 5.6. Созданный программный модуль позволяет провести расчеты по динамике распределения концентраций компонентов выброса на площадке станции с учетом ее инфраструктуры.

Для верификации представленного программного модуля были проведены ряд расчетов и их сравнительный анализ с расчетными кодами, разработанными Институтом проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук. Полученные результаты сравнения разработанного программного модуля на основе COMSOL 5.6 показали удовлетворительные совпадения с данными по стандартному образцу и данными ИБРАЭ РАН (расхождение в значениях не более 5 %).

В данной работе для прогнозной оценки дозовых нагрузок на персонал на ранней стадии аварии приняты следующие допущения: краткосрочный период облучения (обычно не более 4 ч для запроектных аварий, 8 ч для проектных), в течение которого ожидаются постоянные радионуклидный состав и условия выброса, то есть изменение метеорологических условий, в частности, направление ветра, при выполнении расчета не учитывается; не рассматривается возможное уменьшение облучения из-за пребывания в укрытии; облучаемый персонал – взрослые (возраст больше 17 лет), с объемом дыхания 1,4 м$^3$/ч, выполняющие легкую физическую работу, не употребляющие загрязненные продукты питания.

Для выбранных условий концентрация радионуклидов в приземном слое воздуха является параметром, определяющим ингаляционное поступление радионуклидов в организм человека и последующее внутреннее облучение. Также были оценены эффективная доза внешнего облучения от радиоактивного облака, эквивалентная и эффективная дозы на щитовидную железу.

Прогнозная оценка общей эффективной дозы выполнялась с учетом внешнего облучения от облака и выпадений на поверхность площадки, а также внутреннего облучения за счет ингаляционного поступления:

$$E_T = \left(E_a + E_g\right) + E_{inh}, \tag{5}$$

где $E_T$ – общая эффективная доза, мЗв;

$E_a$ – эффективная доза от радионуклидов в воздухе (в облаке), мЗв;

$E_g$ – эффективная доза от радионуклидов в выпадениях, мЗв;

$E_{inh}$ – эффективная доза от ингаляции, мЗв.

Расчет эффективной дозы от содержащихся в воздухе и выпадениях радионуклидов ($E_a$+$E_g$) проводился по формуле:

$$\left(E_a + E_g\right) = K\sum_{i=1}^{n} C_i e_i T_e, \tag{6}$$

где $T_e$ – продолжительность облучения, ч;

$C_i$ – концентрация $i$-го радионуклида в приземном слое воздуха, кБк/м$^3$;

$e_i$ – дозовый коэффициент, определяемый как мощность поглощенной дозы гамма-излучения $i$-го радионуклида на высоте 1 м над подстилающей поверхностью от источника в виде радиоактивного облака, (мГр/ч)/(кБк/м$^3$);

$K$ – коэффициент перехода от дозы в воздухе на высоте 1 м над подстилающей поверхностью к эффективной дозе для представителей $i$-й группы населения при облучении от радиоактивного облака, мЗв/мГр.

Эффективная ингаляционная доза от вдыхания загрязненного радионуклидами воздуха рассчитывается по следующей формуле[4]:

$$E_{inh} = 10^6 \sum_{i=1}^{n} \left( C_i e^i \right) T_e V, \tag{7}$$

где $e^i$ – дозовый коэффициент для персонала для $i$-го радионуклида, Зв/Бк;

$C_i$ – концентрация $i$-го радионуклида в приземном слое воздуха, кБк/м$^3$;

$V$ – интенсивность дыхания, м$^3$/ч.

Значение ожидаемой эквивалентной дозы в щитовидной железе от ингаляции рассчитывается с помощью выражения:

$$H_{inh} = \sum_{i=1}^{n} \left( C_i k^i \right) T_e V, \tag{8}$$

где $k^i$ – дозовый коэффициент для персонала для $i$-го радионуклида (теллур или йод), мЗв/кБк.

*Результаты расчетов*

С целью оценки дозовых нагрузок на персонал атомной станции был выбран сценарий, который характеризуется наибольшим выбросом радионуклидов в окружающую среду, а именно рассмотрена запроектная авария, связанная с выходом продуктов деления через неплотности двойной защитной оболочки и байпасом контеймента. Исходными данными по радионуклидному составу выброса и активности

[4] Методические рекомендации МР 2.6.1.0063-12.

выбрасываемых радионуклидов были приняты результаты из предварительного отчета по обоснованию безопасности Белорусской АЭС.

Объемные активности радиационно-значимых радионуклидов при аварийном выбросе через неплотности двойной защитной оболочки с учетом байпаса контеймента приведены в табл. 1.

С использованием, созданного в среде разработки компьютерных программ COMSOL 5.6, программного модуля были проведены расчеты распределения относительной концентрации (диапазон изменения 0÷1) радиоактивных аэрозолей на территории промплощадки по зонам удаления от источника распространения выброса.

Таблица 1 - Значение объемных активностей радионуклидов при рассматриваемой запроектной аварии

| Радионуклид | Период полураспада | Объемные активности радионуклидов при аварийном выбросе, кБк/м$^3$ |
|---|---|---|
| $^{90}$Sr | 28 лет | $2{,}78\cdot10^{3}$ |
| $^{137}$Cs | 30 лет | $1{,}18\cdot10^{5}$ |
| $^{134}$Cs | 2 года | $2{,}51\cdot10^{5}$ |
| $^{131}$I | 8 сут | $1{,}00\cdot10^{6}$ |
| $^{133}$I | 21 ч | $1{,}88\cdot10^{6}$ |

Переход к средним объемным активностям радионуклидов в приземном слое воздуха осуществлялся путем умножения полученной величины относительной концентрации радионуклидов в определенной зоне на объемную активность радионуклидов при аварийном выбросе (данные из табл. 1).

Пример результатов расчета объемных активностей радионуклидов в приземном слое воздуха на территории промышленной площадки станции при рассматриваемой запроектной аварии приведен в табл. 2.

Таблица 2 - Средние объемные активности РН (скорость ветра 10 м/с, скорость осаждения 0,05 м/с)

| Радионуклид | Концентрация радионуклидов, кБк/м$^3$ | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Исходная | Зона 1 (~ 40 м) | Зона 2 (~ 40–60 м) | Зона 3 (~ 60–90 м) | Зона 4 (~ 90–105 м) | Зона 5 (~ 105–165 м) |
| $^{90}$Sr | $2{,}78\cdot10^{3}$ | $1{,}70\cdot10^{0}$ | $1{,}40\cdot10^{0}$ | $1{,}10\cdot10^{0}$ | $8{,}00\cdot10^{-1}$ | $6{,}00\cdot10^{-1}$ |
| $^{137}$Cs | $1{,}18\cdot10^{5}$ | $7{,}08\cdot10^{1}$ | $5{,}90\cdot10^{1}$ | $4{,}72\cdot10^{1}$ | $3{,}54\cdot10^{1}$ | $2{,}36\cdot10^{1}$ |
| $^{134}$Cs | $2{,}51\cdot10^{5}$ | $1{,}51\cdot10^{2}$ | $1{,}26\cdot10^{2}$ | $1{,}00\cdot10^{2}$ | $7{,}53\cdot10^{1}$ | $5{,}02\cdot10^{1}$ |
| $^{131}$I | $1{,}00\cdot10^{6}$ | $6{,}00\cdot10^{2}$ | $5{,}00\cdot10^{2}$ | $4{,}00\cdot10^{2}$ | $3{,}00\cdot10^{2}$ | $2{,}00\cdot10^{2}$ |
| $^{133}$I | $1{,}88\cdot10^{6}$ | $1{,}13\cdot10^{3}$ | $9{,}40\cdot10^{2}$ | $7{,}52\cdot10^{2}$ | $5{,}64\cdot10^{2}$ | $3{,}76\cdot10^{2}$ |

*Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал атомной электрической станции при запроектной аварии*

Оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС в случае аварийных ситуаций выполнялась с учетом загрязнения, формируемого такими радионуклидами, как $^{137}Cs$, $^{134}Cs$, $^{131}I$, $^{133}I$, $^{90}Sr$. Расчет выполнялся для летних и зимних условий. Температура воздуха была принята 20 °С для летних условий и –20 °С для зимних условий. Максимальная скорость ветрового потока 0 (штиль), 10, 20 м/с на высоте 300 м. Расчет был проведен для каждого из восьми румбов направления ветра. Скорость осаждения примесных аэрозолей принималась равной 0,001, 0,005, 0,05 м/с, что соответствует размеру аэрозолей 3, 4 и 15 мкм при плотности 2000 кг/м$^3$.

В качестве примера расчета дозовых нагрузок приведен расчет прогнозной оценки аварийных доз персонала на промплощадке для летних условий, скорость ветра принята 10 м/с, скорость осаждения примесных аэрозолей – 0,05 м/с. Результаты расчета прогнозной оценки аварийных доз персонала при запроектной аварии (за первые 4 ч) представлены в табл. 3 и 4.

Таблица 3 - Прогнозная оценка аварийных доз персонала при запроектной аварии на промплощадке при скорости ветра 10 м/с и скорости осаждения 0,05 м/с

| Доза облучения | Величина дозы облучения, мЗв | | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | Зона 1 (~40м) | Зона 2 (~40–60м) | Зона 3 (~60–90м) | Зона 4 (~90–105м) | Зона 5 (~105–165м) |
| Эффективная доза от ингаляции, мЗв | | | | | |
| $^{90}Sr$ | 0,29 | 0,24 | 0,18 | 0,13 | 0,10 |
| $^{137}Cs$ | 2,66 | 2,21 | 1,77 | 1,33 | 0,89 |
| $^{134}Cs$ | 8,10 | 6,75 | 5,40 | 4,05 | 2,70 |
| $^{131}I$ | 36,96 | 30,80 | 24,64 | 18,48 | 12,32 |
| $^{133}I$ | 13,27 | 11,05 | 8,84 | 6,63 | 4,42 |
| Суммарная эффективная доза от ингаляции, мЗв | 61,26 | 51,05 | 40,84 | 30,62 | 20,43 |
| Доза от внешнего облучения, мЗв | 0,72 | 0,60 | 0,48 | 0,36 | 0,24 |
| Общая эффективная доза, мЗв | 61,98 | 51,65 | 41,31 | 30,98 | 20,67 |

Таблица 4 - Прогнозная оценка воздействия радионуклидов $^{131}I$ и $^{133}I$ на щитовидную железу при запроектной аварии для принятых условий

| Доза облучения | Величина дозы облучения, мЗв | | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | Зона 1 (~ 40 м) | Зона 2 (~ 40–60 м) | Зона 3 (~ 60–90 м) | Зона 4 (~ 90–105 м) | Зона 5 (~ 105–165 м) |
| Эквивалентная доза в щитовидной железе, мЗв | 680,87 | 567,39 | 453,91 | 340,44 | 226,96 |
| Эффективная доза на щитовидную железу, мЗв | 27,23 | 22,70 | 18,16 | 13,62 | 9,08 |

Таким образом, для наиболее загрязненной зоны 1 доза облучения персонала за первые 4 ч после начала запроектной аварии за счет внешнего облучения составит 0,72 мЗв, доза за счет ингаляции – 61,26 мЗв. Общая эффективная доза облучения персонала за счет нахождения на площадке в случае аварийного выброса через неплотности двойной защитной оболочки с учетом байпаса контаймента составит 61,98 мЗв, что несколько выше порогового значения предела допустимой годовой дозы для персонала в случае аварийных ситуаций (50 мЗв) и требует принятия срочных защитных мер.

*Заключение*

Оцененное с использованием разработанного программного модуля радиационное воздействие на персонал в случае различных аварийных ситуаций в целом хорошо коррелирует с проектным данными, представленными в предварительном отчете по обоснованию безопасности Белорусской АЭС.

Полученные результаты показывают, что основной вклад в аварийную дозу облучения будут вносить короткоживущие изотопы $^{131}I$, $^{133}I$ и основным путем формирования дозы облучения персонала будет являться ингаляционный путь. Введение таких срочных защитных мер, как блокирование щитовидной железы, максимальное ограничение ингаляционного пути поступления радионуклидов (защита органов дыхания и укрытие) позволят существенно снизить эффективные дозы облучения персонала.

Особенностью примененного методического подхода является учет инфраструктуры, которая может вносить значительные возмущения в воздушный перенос

радиоактивных аэрозолей и, как следствие, неравномерности распределения концентраций, особенно на небольших расстояниях, что актуально для промплощадки АЭС. Возможной областью применения данного метода расчета является прогнозирование радиационных последствий аварий на радиационных объектах и объектах использования атомной энергии в условиях неоднородности подстилающей поверхности.

## ЛИТЕРАТУРА


1. Орловская, В. И. Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС-2006 при проектных авариях с учетом типовой инфраструктуры промплощадки / В. И. Орловская, А. Г. Трифонов // Вес. Нац. акад. навук Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2018. – Т. 63, № 1. – С. 111–118.

2. Андрижиевский, А. А. Анализ процессов переноса и осаждения аэрозольных частиц на характерных поверхностях инфраструктуры АЭС / А. А. Андрижиевский, А. Г. Трифонов, Л. С. Кулик // Труды БГТУ. Химия и технология неорганических веществ. – 2014. – № 3 (167). – С. 89–93.

3. Pugliese S., Jaeger M., Occelli R. Finite element modeling of plume dispersion in the lower part of the atmosphere. Caussade B., Power H., Brebbia C. A., ed. *Air Pollution IV. Monitoring, Simulation and Control*. Southampton, Comp. Mech. Pub., 1996. Pp. 99–108.

4. Орловская, В. И. Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС-2006 при запроектных авариях с учетом типовой инфраструктуры промплощадки / В. И. Орловская, А. Г. Трифонов // Вес. Нац. акад. навук Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2019. – Т. 64, № 4. – С. 485–490.

# МЕТОДОЛОГИЯ ОЦЕНКИ ЭКОЛОГИЧЕСКОГО УЩЕРБА ОТ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ: ОПЫТ АПРОБАЦИИ ДЛЯ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Бурякова А.А., Крышев И.И., Сазыкина Т.Г., Павлова Н.Н.

*ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск*

Предметом доклада является развитие методологии оценки экологического ущерба от воздействия техногенного ионизирующего излучения на основе современных нормативных и научно-методических документов в области охраны окружающей среды и радиоэкологии.

*Анализ экологического ущерба* включает следующие этапы:

1. Формулируется актуализированная методология определения экологического ущерба на основе критериев сохранения благоприятной окружающей среды и обеспечения радиоэкологической безопасности [1-3].

Под совокупным размером возможного вреда окружающей среде от радиационного воздействия понимается оцененный в денежном эквиваленте экологический ущерб вследствие потенциально возможной гибели объектов живой природы. Оценка экологического ущерба проводится на основе сопоставления данных мониторинга радиационной обстановки и радиоэкологического моделирования с контрольными уровнями содержания техногенных радионуклидов в компонентах природной среды. При превышении этих контрольных уровней проводится расчет мощности дозы облучения референтных организмов живой природы на загрязненной территории и последующее сравнение полученных значений дозовых нагрузок с критериями радиоэкологической безопасности, обеспечивающими сохранение благоприятной окружающей среды. При превышении этих критериев организмы биоты консервативно признаются «уничтоженными» по результатам вычислений мощности дозы облучения, с учетом площади участка и данных по средней численности. Определение совокупного размера возможного вреда окружающей среде выполняется в соответствии с нормативно-методическими документами в области охраны окружающей среды с использованием установленных такс и нормативов за ущерб, причиненный уничтожением объектов животного и растительного мира.

2. Выполняется анализ радиационной обстановки на загрязненной территории по данным мониторинга и радиоэкологического моделирования. Анализ данных мониторинга проводится с целью определения статистически достоверных значений удельной и объемной активности радионуклидов в компонентах природной среды для их последующего использования для оценки потенциального экологического ущерба. Идентифицируются потенциальные источники радиационного воздействия, включая выбросы и сбросы радионуклидов, возможные утечки радионуклидов из хранилищ РАО в окружающую среду, территории, загрязненные радиоактивными веществами в результате прошлой деятельности ОИАЭ или радиационных аварий. Особое внимание уделяется выявлению радионуклидов, представляющих наибольшую значимость при тех путях радиационного воздействия, которые рассматриваются при оценке экологического ущерба. Составляется карта-схема загрязненной территории, дается краткое описание ее гидрометеорологических и экологических характеристик. Составляется матрица наличия данных о распределении радионуклидов в компонентах природной среды. При отсутствии данных мониторинга производятся модельные оценки удельных и объемных активностей радионуклидов в компонентах природной среды. Определяются участки с максимальными уровнями загрязнения компонент природной среды. В случае необходимости проводится дополнительное радиоэкологическое обследование территории.

3. Производится сравнение представительных оценок удельной активности техногенных радионуклидов в компонентах природной среды (почва, поверхностные воды, донные отложения, атмосферный воздух) на загрязненной территории с контрольными уровнями, обеспечивающими сохранение благоприятной окружающей среды.

Интегральный показатель загрязнения (ИПЗ) радионуклидами компонент природной среды рассчитывается по формуле [4]:

$$\text{ИПЗ} = \sum_{i} \frac{A_i}{A_{к,i,эк}}, \qquad (1)$$

где $A_i$ – удельная активность $i$-го радионуклида в компоненте природной среды (почва, вода, донные отложения, атмосферный воздух);

$A_{к,i,эк}$ – контрольный уровень удельной активности $i$-го радионуклида в соответствующем компоненте по критерию сохранения благоприятной окружающей среды.

Порядок определения контрольных уровней удельной активности радионуклидов в компонентах природной среды приведен в Рекомендациях Росгидромета Минприроды России Р 52.18.852–2016, Р 52.18.853–2016, Р 52.18.873–2018, Р 52.18.876–2019, Р 52.18.913–2021.

При интегральном показателе загрязнения ИПЗ<1, возможный вред от экологического ущерба полагается равным нулю. При ИПЗ≥1 продолжается процедура оценки экологического ущерба.

4**.** Производятся выбор референтных объектов живой природы на загрязненной территории и расчеты мощности дозы облучения референтных организмов по методам [5-7]. Оценки дозовых нагрузок производятся с учетом множественных путей радиационного воздействия на наземные и водные организмы.

В качестве экологического критерия при оценке риска принимается максимально допустимая мощность дозы, не приводящая к появлению радиационного воздействия на заболеваемость, размножение и продолжительность жизни объектов биоты – экологически безопасный уровень облучения (БУОБ): 1,0 мГр/сут для млекопитающих, позвоночных животных и сосны обыкновенной *Pinus sylvestris*; 10 мГр/сут для растений (кроме сосны обыкновенной) и беспозвоночных животных [5, 6].

В соответствии с постулатом порогового действия ионизирующего излучения на объекты живой природы при не превышении БУОБ сохраняется живучесть популяций, а также соответственно и видовое разнообразие, являющееся одним из важнейших интегральных параметров биотического сообщества, как в естественном состоянии, так и в условиях антропогенного воздействия. Данный параметр характеризуется высокой социальной и экологической значимостью, чувствительностью к источнику риска, и является по существу синонимом качества окружающей среды.

Индекс экологического риска (ИЭР) рассчитывается по формуле [4]:

$$ИЭР = D_i / БУОБ_i , \quad (2)$$

где $D_i$ – суммарная мощность дозы техногенного облучения i-го референтного организма, мГр/сут;

$БУОБ_i$ – экологически безопасный уровень облучения i-го референтного организма, мГр/сут.

С целью не допустить занижения оценки экологического ущерба при ИЭР≥1 организмы биоты консервативно предполагаются уничтоженными.

**5.** Производится оценка численности объектов живой природы, которые консервативно считаются уничтоженными на загрязненных участках территории. Оценка численности видов, консервативно считающихся уничтоженными, проводится для групп биоты, соответствующих по условиям облучения референтным объектам, для которых мощности дозы облучения превышают БУОБ. Оценка численности/биомассы таких видов производится на основе данных о площади загрязненного участка и средней плотности распределения численности/биомассы видов [3].

**6.** Оценка денежного эквивалента совокупного размера возможного вреда окружающей среде от радиоактивного загрязнения территории (таблица 1) складывается из ущерба, причиненного: объектам животного мира, почве, объектам растительного мира, водным биологическим ресурсам.

Таблица 1 - Оценка денежного эквивалента совокупного размера возможного вреда окружающей среде от радиоактивного загрязнения территории

| Компонент ущерба | Нормативно-правовые документы |
|---|---|
| Объекты животного мира | Методика исчисления размера вреда, причиненного объектам животного мира, занесенным в Красную книгу Российской Федерации, а также иным объектам животного мира, не относящимся к объектам охоты и рыболовства и среде их обитания. Утв. Приказом МПР России от 28.04.2008 №107 (с изменениями и дополнениями от 12.12.2012 г.)<br>Методика исчисления размера вреда, причиненного охотничьим ресурсам. Утв. приказом Минприроды России от 8 декабря 2011 г. №948 (с изменениями на 17.11.2017 г.) |
| Почва | Методика исчисления размера вреда, причиненного почвам как объекту охраны окружающей среды. Приказ МПР России №238 от 08.07.2010 г. (с изменениями на 11.07.2018 г.) |
| Объекты растительного мира | Постановление Правительства РФ от 29.12.2018 г. №1730 «Об утверждении особенностей возмещения вреда, причиненного |

| | |
|---|---|
| | лесам и находящимся в них природным объектам вследствие нарушения лесного законодательства» (с изменениями на 18.12.2020 г.)<br>Приказ Минприроды России от 1.08.2011 г. №658 «Об утверждении такс для исчисления размера вреда, причиненного объектам растительного мира, занесенным в Красную книгу Российской Федерации, и среде их обитания вследствие нарушения законодательства в области охраны окружающей среды и природопользования» |
| Водные биологические ресурсы | Федеральный закон №166-ФЗ от 20.12.2004 г. «О рыболовстве и сохранении водных биологических ресурсов»<br>Методика исчисления размера вреда, причиненного водным объектам вследствие нарушения водного законодательства. Приказ Минприроды РФ от 13.04.2009 №87 (с изменениями и дополнениями от 31.01.2014 г., 26.08.2015 г.)<br>Методика исчисления размера вреда, причиненного водным биологическим ресурсам. Минсельхоз России. Приказ №167 от 31 марта 2020 года<br>Постановление Правительства РФ от 26 сентября 2000 г. №724 «Об изменении такс для исчисления размера взыскания за ущерб, причиненный водным биологическим ресурсам» (с изменениями от 03.11.2018 г.) |

Для оценки экологического ущерба рекомендуется использовать таксы/нормативы за ущерб, причиненный уничтожением объектов животного и растительного мира, а также таксы/нормативы, утвержденные в соответствии с порядком, установленным законодательством Российской Федерации.

*Выполнена апробация* представленной методологии на примере оценки экологического ущерба от радиационного воздействия на организмы вблизи хранилища радиоактивных отходов – водоема Карачай, обусловленного прошлой деятельностью ПО «Маяк». В связи с засыпкой акватории водоема, оценка экологического ущерба проводилась для организмов наземной биоты. В качестве исходных данных использовались данные радиационного мониторинга за содержанием радионуклидов в почве в районе расположения водоема Карачай [8]. Оценка содержания радионуклидов в приземном воздухе проводилась на основе данных о содержании радионуклидов в почве с использованием коэффициентов ресуспензии, рассчитанных для СЗЗ ПО «Маяк» по данным мониторинга.

Согласно расчетным оценкам, частота превышения БУОБ референтных организмов на рассмотренных площадках изменяется в пределах 9% (дождевой червь) – 88% (змея и уж) (таблица 2). Основной вклад в мощность дозы облучения референтных организмов в районе расположения водоема Карачай вносят $^{90}Sr$ и $^{137}Cs$, вклад изотопов плутония менее

значителен. Для большинства референтных организмов преобладающим является внутреннее облучение, которое составляет: для мыши – 80-94%, для утки – 56-86%, для лягушки – 46-88%, для змеи и ужа – 91-99%, для травы – 49-73%, для дерева/сосны – 44-86%. Преобладание вклада внешнего облучения от почвы характерно для следующих объектов биоты: дождевой червь (85-92%) и пчела (70-94%). Вклад внешнего облучения референтных организмов от облака в суммарную мощность дозы пренебрежимо мал по сравнению с дозой от почвы [2].

Расчет ущерба от радиационного воздействия осуществляется в случае превышения БУОБ. В ситуации, когда уровни БУОБ не превышаются, величина ущерба принимается равной нулю. Для организмов биоты, подвергшихся радиационному воздействию выше экологически безопасного уровня, при оценке ущерба делается консервативное предположение об уничтожении организмов в пределах участка повышенного радиоактивного загрязнения. Помимо референтных организмов биоты, расчеты ущерба выполнялись также и для других организмов животного мира, для которых ожидается превышение БУОБ.

Таблица 2 - Обобщенные оценки мощности дозы облучения референтных организмов в районе расположения водоема Карачай

| Референтные организмы | Мощность дозы, мГр/сут | БУОБ, мГр/сут | Частота превышения БУОБ |
|---|---|---|---|
| Дождевой червь | 0,002-24 | 10 | 9% |
| Мышь | 0,03-114 | 1 | 80% |
| Утка | 0,01-48 | 1 | 59% |
| Лягушка | 0,02-45 | 1 | 62% |
| Насекомое летающее | 0,002-24 | 10 | 9% |
| Змея/уж | 0,2-415 | 1 | 88% |
| Трава | 0,005-34 | 10 | 15% |
| Дерево/сосна | 0,01-26 | 1 | 59% |

Консервативная оценка совокупного размера ущерба от радиационного воздействия на объекты биоты вблизи водоема Карачай площадью 1 га до проведения работ по реабилитации загрязненной территории составляет около 5 млн. рублей [2]. Представленный пример является достаточно условным, его следует рассматриваться в основном в качестве иллюстрации предлагаемой методологии в качестве приближенной скрининговой оценки экологического ущерба.

Для большинства объектов использования атомной энергии мощность дозы облучения биоты на несколько порядков ниже экологически безопасных уровней облучений организмов [4, 9]. Как упоминалось ранее, непревышение уровней БУОБ свидетельствует об отсутствии возможного радиационного вреда объектам биоты и не требует проведения оценки возможного вреда окружающей среде.

Методология оценки экологического ущерба может быть использована при подготовке обосновывающих материалов для принятия решения об отнесении радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам, реабилитации территорий, подвергшихся радиоактивному загрязнению в результате прошлой деятельности ОИАЭ и радиационных аварий, а также при реализации процедуры ОВОС и планировании природоохранных мероприятий в атомной отрасли.

## ЛИТЕРАТУРА


1. Крышев И.И., Курындина Л.А., Линге И.И. Оценка ущерба окружающей среде при использовании атомной энергии // Атомная энергия. 2014. Т. 117. № 3. С.159–164.

2. Крышев И.И., Бурякова А.А., Сазыкина Т.Г. Оценка эколого-экономического ущерба от радиоактивного загрязнения окружающей среды. Радиационная биология. Радиоэкология. 2021, том 61, № 1. С. 105-112.

3. Научно-техническое пособие по подготовке обосновывающих материалов для принятия решения об отнесении радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам. Версия 2.0, под общей редакцией Линге И. И. М.: ИБРАЭ РАН, 2014. 157 с.

4. Крышев И.И., Павлова Н.Н., Сазыкина Т.Г., Крышев А.И., Косых И.В., Бурякова А.А., Газиев И.Я. Оценка радиационной безопасности окружающей среды в зоне наблюдения объектов использования атомной энергии//Атомная энергия. 2021. Т. 130, № 2. С. 111-116.

5. Рекомендации Р 52.18.820-2015. Оценка радиационно-экологического воздействия на объекты природной среды по данным мониторинга радиационной обстановки (Утверждены Росгидрометом Минприроды России 17.04.2015 г.). 64 с.

6. ICRP – International Commission on Radiological Protection. Publication 108. Environmental Protection: the Concept and Use of Reference Animals and Plants. Annals of the ICRP, 2009. 251 p.

7. ICRP – International Commission on Radiological Protection. Publication 136. Dose Coefficients for Non-Human Biota Environmentally Exposed to Radiation. Annals of the ICRP, 2017. 92 p.

8. Линге И.И., Ведерникова В.В., Уткин С.С., Крышев И.И., Сазыкина Т.Г., Курындина Л.А., Мокров Ю.Г. Оценка ущерба от радиационного воздействия на окружающую среду в районе расположения водоема Карачай // Вопросы радиационной безопасности. 2014. № 2. С. 34-42.

9. Линге И.И., Крышев И.И. (Ред.). Радиоэкологическая обстановка в регионах расположения предприятий Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». Панченко С.В. и др. М., ИБРАЭ РАН, 2021. 556 с.

# МЕТОДЫ И СИСТЕМЫ ДИСТАНЦИОННОЙ ДОЗИМЕТРИИ ДЛЯ ОИАЭ

Иванов О.П.

*НИЦ Курчатовский институт, г. Москва*

В последние годы портативные гамма-камеры (гаммавизоры) стали применяться на ОИАЭ многих стран мира как измерительное средство для решения дозиметрических задач при текущей, ежедневной эксплуатации. Ранее эти приборы применялись в аварийных ситуациях или на исследовательских реакторах, а также при проведении КИРО перед работами по ВЭ. В результате активных исследований камеры превратились в удобные портативные системы (вес 3-4 кг), с высокой чувствительностью, что и обусловило их широкое применение. Гамма-камера дает пространственного распределения источников (с учетом их нуклидного состава) по их вкладу в мощность дозы в заданной точке в виде гамма-изображения. Таким образом, эффективно решаются многие дозиметрические задачи. Среди этих задач [1-9]:

– Сканирование загрязненных помещений;
– Сканирование загрязненных объектов;
– Поддержка принятия решений при демонтаже;
– Поддержка при переработке отходов, (кондиционирование);
– Контроль упаковок с отходами;
– Создание и проверка радиационной защиты;
– Гамма картирование загрязненного оборудования при выводе из эксплуатации;
– Поиск потерянных источников, контроль за перемещением источников;
– Неразрушающий контроль с использованием гамма и рентгеновского излучений;
– Контроль за проведением операций с радиоактивными источниками, контроль упаковки источников, их защиты;
– ЧС, поиск источников в окружающей среде.

Принципы получения гамма-изображений включают методы сканирования области интереса одним коллимированным детектором, получение единой картины на пространственно-чувствительном детекторе с использованием различных апертур (камера

обскура, кодирующая маска) и использование принципа комптоновских камер. Мы рассмотрим принципы работы этих приборов и их измерительные возможности на основе результатов применения камер в работах по выводу из эксплуатации в НИЦ «Курчатовский институт» и мирового опыта их применения, опишем измерительные задачи для их эффективного применения.

Сканирующие гамма-локаторы [10-11] (рис. 1) представляют собой коллимированные компьютерно-управляемые спектрометрические системы. По результатам сканирования получаются двумерные распределения (изображения), представляющие различные характеристики дозовой картины в точке измерения. Это распределение МЭД по пространственным источникам, создающим дозу в точке измерения. Может быть определен вклад в МЭД различных нуклидов и распределение этих нуклидов в пространстве (рис. 1).

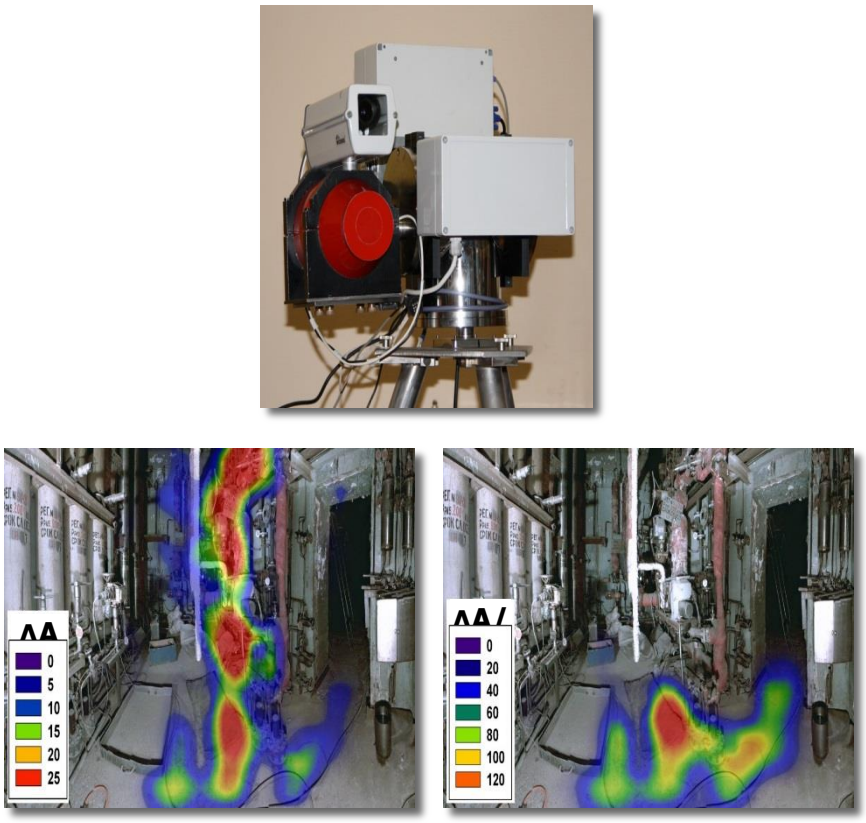



Рисунок 1 - Сканирующая система и измеренное распределение активности Co-60 и Cs-137 в подреакторном помещении

Собственно гамма-камеры или гаммавизоры [1-3] дают визуализацию источников фотонного ионизирующего излучения в виде одного гамма-изображения (рис. 2).

В докладе рассмотрены такие системы визуализации источников фотонного ионизирующего излучения, как разработанный в НИЦ «Курчатовский институт» гаммавизор с кодирующими апертурами. Приведены результаты применения гаммавизора в работах по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов. Показано, что применение средств дистанционной диагностики радиационной обстановки и дистанционно управляемых механизмов позволяет существенно снизить дозовые нагрузки на персонал при демонтаже радиоактивно загрязненного оборудования. Примеры применения гамма-камер в различных дозовых полях приведены на рис. 2.

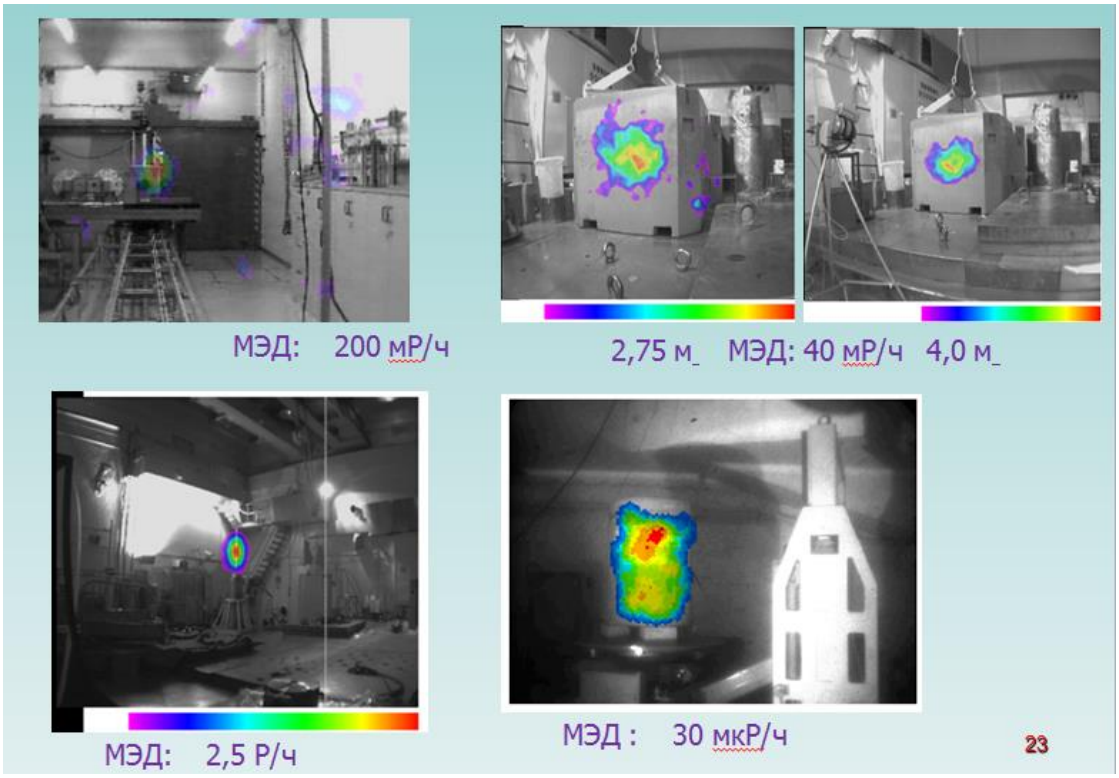



Рисунок 2 - Гамма-камеры. Получение гамма-изображений в широких диапазонах внешних условий

Ряд новых портативных гамма-камер с кодирующими апертурами был разработан на основе детектора Медипикс [12-14]. Эти камеры показаны на рис.3.

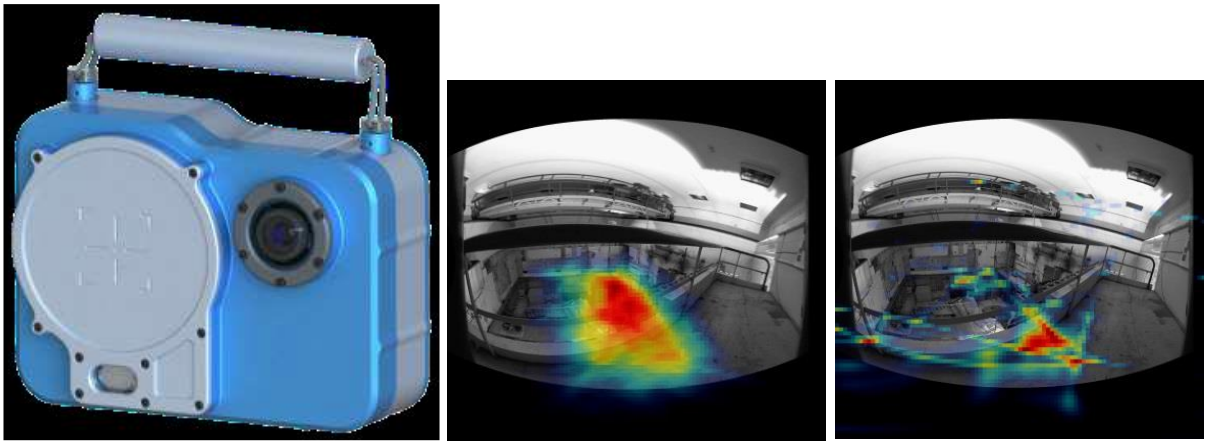
Рисунок 3 - Новые портативные гамма-камеры на основе детектора Медипикс

Недавно появились в коммерческой доступности первые комптоновские гамма-камеры. Комптоновская камера Поларис (фирма H3D, США) [8,15] является эффективным прибором для выполнения многих видов измерений при эксплуатации АЭС (рис. 4). По мере получения опыта ее применения открываются новые виды работ, где камера очень эффективна. В таблице 1 приведен список задач для применения гамма-камер *на действующих АЭС* (по мнению фирмы H3D [8]).

Таблица 1 - 16 задач и пути решения с использованием гамма-камер на действующих АЭС

| | |
|---|---|
| 1. Определение расположение основных источников излучения/МЭД | Начинать проведение работ с удаления самых активных источников |
| 2. Дизайн и оптимизация экранирующий защиты | Защита и ее проверка |
| 3. Поиск дискретных радиоактивных частиц | Маленькие (по размеру) источники |
| 4. Поиск изотопов в транспортных контейнерах | Неоднородности и самые яркие точки в транспортных упаковках |
| 5. Поиск и слежение за активностью в трубах и клапанах | Отложения активированных частиц в трубах и клапанах |
| 6. Отслеживание источников во времени | Как что-то меняется со временем – только регистрация сигнала в определенном месте |
| 7. Идентификация проблем с топливом | Контроль целостности топлива по Cs-137. Пик 662-keV должен быть идентифицирован даже в сильном поле N- |

| | |
|---|---|
| | 16 (специфика камеры Поларис) |
| 8. Контроль дезактивации<br><br>9. Определение пространственной степени загрязнения | Изображения до и после проведения очистки<br><br>Форма загрязнения |
| 10. Изотопные характеристики и количественная оценка | Характеризация по нуклидам со спектрами высокого разрешения |
| 11. Дополнение данных по необследованным областям при проведении традиционных обследований | Контроль мест, куда нельзя подойти из-за большой дозы |
| 12. Чрезвычайная ситуации, аварии | Поиск источников, определение МЭД |
| 13. Снятие с эксплуатации и дезактивация | Сопровождение различных операций - наши примеры |
| 14. Идентификация других источников во время работы реактора | Регистрация излучения разных изотопов на фоне, создаваемом рассеянием излучения от N-16 |
| 15. Дифференциация МЭД от рассеяния и загрязнения | Излучение идет непосредственно от источников или из-за рассеяния? |
| 16. Контроль состояния загрязнения | Если загрязнение уже есть – котролировать чтобы оно не распространялось |



а) б)

Рисунок 4 - Фото камеры Polaris HQ и полученные распределения загрязнения в зале реактора, выведенного из эксплуатации. а) Cs-137, б) Co-60. МЭД в точке расположения прибора 1.0мР/ч, МЭД в области расположения активных источников 30 мР/ч, расстояние до этих областей примерно 15м. Экспозиция 240 сек

Комптоновская камера «Дельта-Т» [16] – новая разработка фирмы ДОЗА (рис.5). Предполагается ее использование на АЭС России.

В процессе работ по реабилитации и выводу из эксплуатации были тестированы другие системы построения гамма изображений, в частности, комптоновская гамма-камера. Сравнение и одновременное использование различных измерительных систем позволяет определить наиболее оптимальные области применения каждой из систем, выработать рекомендации по их эффективному применению.

Рисунок 5 - Внешний вид комптоновской гамма-камеры Дельта Т и изображение источника Cs-137, полученное камерой

*Выводы*

Системы для дистанционных измерений имеют высокие рабочие и эксплуатационные характеристики, их работоспособность проверена при различных уровнях мощности доз, и что самое главное, они дают возможность решать широкий класс задач, связанных с визуализацией источников радиоактивного излучения при проведении работ по выводу из эксплуатации и реабилитации. Поэтому системы получения гамма-изображений для сопровождения работ в ядерном комплексе, несомненно, перспективны.

Для решения всех возможных задач требуются различные приборы. Универсальных приборов не существует.

Если у потребителя есть выявленная и формализованная методически измерительная задача, требующая получения изображений, то возможна автоматизация работы систем и с ними могут работать техники, лаборанты, дозиметристы без привлечения высококвалифицированного персонала.

Для работы в нестандартных ситуациях – аварии, сложные распределения дозовых полей, сложные источники необходимо обучение персонала. НИЦ «Курчатовский институт» может быть базой для такого обучения. Здесь имеется высококвалифицированный персонал и необходимые радиационно-физические условия для проведения практического обучения.

## ЛИТЕРАТУРА


1. G. Imbard, H. Carcreff, "Development of a prototype gamma camera for use in decommissioning facilities", Waste Management 1995, Tucson, Arizona, March 1995.

2. Z.He, S.V.Guru, D.K.Wehe, G.F.Knoll, A.Truman, D.Ramsden, Portable wide-angle γ-ray vision system", IEEE Transactions on Nuclear Science, vol. 42, No. 4, pp. 668-674, 1995.

3. Migliaccio, R., Petito D., Nutter V., and Smith D. Gamma ray imaging in nuclear power plants. -Nuclear Plant Journal. 1996, March-April, v. 14, n 2, pp.205-212.

4. D. Ramsden, A. J. Bird, M. J. Palmer, and P. T. Durrant. Gamma-Ray Imaging Systems for the Nuclear Environment. – In: Proceedings of Remote techniques for hazardous Environment, BNES, London, 1996.

5. Ivanov O.P., Chesnokov A.V., Sudarkin A.N., Stepanov V.E., Urutskoev L.I. History of development and application of gamma-ray imagers in Russia since 1986. NIM A. 1999. v. 422. n 1-3. C. 677-682.

6. Gmar M., Gal O., Le Goaller C. Ivanov O. P., Stepanov V.E., et. al. Development of coded-aperture imaging with a compact gamma camera. - IEEE Trans. on Nucl. Science 2004, v. 51; n 4; p. 1682-1687.

7. Ivanov O.P., Potapov V.N., Schmidt C., et. al. Development of new version of RayMoS gamma-camera with coded mask. - Abstract Book of IEEE NSS/MIC, Dresden, Germany 19 - 25 October 2008 p.37.

8. Polaris-H: gamma-ray camera [on line] http://www.h3dgamma.com/applications.html

9. RMD, RadCam, [on line] http://www.rmdinc.com/radcam

10. A.V. Chesnokov, S.M. Ignatov, V.N. Potapov, S.B. Shcherbak, L.I. Urutskoev. Determination of surface activity and radiation spectrum characteristics inside buildings by a gamma locator// Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Section A. Vol. 401, No. 2,3, pp. 414-420, 1997.

11. A.V. Chesnokov, V.I. Fedin, A.A. Gulyaev, V.N. Potapov, S.V. Smirnov, S.B. Shcherbak, L.I. Urutskoev, A.G. Volkovich. Surface Activity and Dose Rate Distribution inside 4-th Reactor Hall of Chernobyl NPP// *IEEE Trans. Nucl. Sci.*, Vol. 45, No. 3, part I, pp. 986-991, 1998.

12. F. Carrel, R. A. Khalil ; S. Colas ; D. de Toro. GAMPIX: A new gamma imaging system for radiological safety and Homeland Security Purposes NSS/MIC 20111

13. Ivanov O, Semin I., Potapov V., et al. Ultra-Light Gamma-Camera for Security and Emergency Situation WM2014 Conference, March 2 – 6, 2014, Phoenix, Arizona, USA

14. Иванов О.П. и др. Испытания системы визуализации полей гамма-излучения iPIX в НИЦ «Курчатовский Институт»//АНРИ. 2017. № 2(89). С. 66-70.

15. Иванов О.П. и др. Исследование возможностей и областей применения портативной комптоновской гамма-камеры Поларис в работах по выводу из эксплуатации и реабилитации объектов атомной промышленности. //АНРИ 2018.

16. Гамма-камера «ДЕЛЬТА-Т» [on line] https://www.doza.ru/about_us/news/6799/

# ПОДХОДЫ К ОЦЕНКЕ ИНТЕГРАЛЬНЫХ И ИНДИВИДУАЛЬНЫХ РИСКОВ ЧС С РАДИАЦИОННЫМ ФАКТОРОМ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ МЕРОПРИЯТИЙ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОИАЭ, В ТОМ ЧИСЛЕ НА ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ

Бакин Р.И., Киселев А.А., Красноперов С.Н., Пантелеев В.А., Сегаль М.Д.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Для управления мероприятиями, направленными на решение задач перевода объектов ядерного наследия (ОЯН) в ядерно и радиационно безопасное состояние с их последующей ликвидацией, необходима оценка эффективности этих мероприятий. Критериями могут выступать прогнозируемые интегральные и индивидуальные риски ЧС радиационного характера для населения, проживающего на прилегающих территориях. Задача осложняется тем, что к оценке эффективности мероприятий, в зависимости от решаемых задач могут предъявляться специальные требования, обусловленные конкретным ОЯН, причем необходимо рассматривать различные наборы технологических операций, направленные на ВЭ, для возможности оптимизации.

Вся работа предполагается как многоэтапная, с возможностью адаптации разрабатываемых подходов к системе ГОСТ Р 22 «Безопасность в чрезвычайных ситуациях», в том числе для оценки интегральных и индивидуальных рисков ЧС радиационного характера для населения. В рамках данного доклада представлены результаты начального этапа, целью которого была разработка и апробация комплексного подхода к оценке характеристик индивидуальных, потенциальных территориальных, коллективных и социальных рисков от радиоактивного выброса при рассмотрении постулируемых аварий на примере Ленинградской АЭС и Курской АЭС.

Целевым функционалом для обеспечения возможности ранжирования были выбраны радиационные риски, обусловленные радиационными авариями, с акцентированием на ОЯТ. Эти риски легли в основу методической базы для комплексной оценки рисков ЧС с радиационным фактором. Для этого был разработан комплексный подход. Подход включает следующие процессы:

– предварительное ранжирование источников радиационной опасности (ИРО) на основе запасов активности и потенциального воздействия с применением методологии радиологического эквивалента [1];

– ранжирование ИРО с использованием коэффициентов выхода радионуклидов в окружающую среду при аварийных ситуациях в реакторах и хранилищах ОЯТ на базе стандартов МАГАТЭ [2];

– прогнозная оценка возможных параметров радиационной обстановки при постулируемых аварийных выбросах на основе многовариантных расчетов [3];

– оценка количественных характеристик индивидуальных, территориальных, коллективных и социальных рисков на основе методологии ВАБ-3 [4];

– сравнительная оценка радиационных рисков с рисками, связанными с опасными производственными объектами, техногенными и природными ЧС в местах расположения ОЯН [5].

*Предварительное ранжирование ИРО на основе запасов активности и потенциального воздействия с применением радиологического эквивалента*

Целью ранжирования является определение наиболее значимых ИРО на территории ОЯН для оценки радиационного риска. Ранжирование может проводиться на основании запасов активности в ИРО.

Для ранжирования по запасам активности применяется методология радиологического эквивалента [1]. Для каждого ИРО рассчитывается радиологический эквивалент запаса активности (РЭЗА) по следующей формуле:

$$РЭЗА = \sum A_i NF_i , \quad (1)$$

где $Ai$ – запас активности $i$-го радионуклида в ИРО (ТБк);

$NFi$ – коэффициент эквивалентности $i$-го радионуклида.

Коэффициенты для большинства нуклидов приведены в [1]. При отсутствии $NFi$ для радионуклидов в ИРО на ОЯН они могут быть рассчитаны по методологии, изложенной в [2].

Запас активности *Ai* оценивается на основании проектной, эксплуатационной документации, отчетов по обоснованию безопасности, ВАБ-2 и т.д.

*Ранжирование ИРО с использованием коэффициентов выхода радионуклидов в окружающую среду при аварийных ситуациях на базе стандартов МАГАТЭ*

Данный подход к ранжированию ИРО основан на документе МАГАТЭ EPR-NPP-OILs [2] и использует коэффициенты выхода радионуклидов в окружающую среду при различных аварийных ситуациях в реакторах и хранилищах ОЯТ.

Для ранжирования с использованием коэффициентов выхода радионуклидов в окружающую среду при аварийных ситуациях на реакторах и хранилищах ОЯТ на базе стандартов МАГАТЭ, дополнительно к РЭВА ИРО оценивается радиологический эквивалент выброса активности РЭВА:

$$РЭВА = \sum A_i NF_i RF_i , \qquad (2)$$

где $RF_i$ - коэффициент выброса.

Данный подход может быть использован не только для реакторов, но и для других ИРО ОЯН с наличием действующих и остановленных реакторов, прireакторных бассейнов выдержки и отдельно стоящих хранилищ ОЯТ и для других ИРО при наличии соответствующих коэффициентов выброса $RF_i$.

Снижение РЭЗА/РЭВА за счет проводимых мероприятий может использоваться как предварительная оценка снижения риска ОЯН и являться первоначальной оценкой эффективности этих мероприятий.

*Оценка радиационной обстановки при потенциальных аварийных выбросах на основе многовариантных расчетов*

В основе модельных оценок лежит использование результатов серии расчетов с варьируемым началом момента выброса. При этом для каждой точки расчетной области приводится оценка характеристик радиоактивного загрязнения. В основе используемой методики лежит тот факт, что для даже относительно длительных выбросов (сутки и более) невозможно создать классификацию метеорологических условий. Поэтому

рассчитывается ансамбль результатов моделирования в каждой точке расчетной области. Далее на основе полученного ансамбля определяются максимальные значения дозовых функционалов с заданным уровнем доверия [3]. Для моделирования распространения радиоактивных веществ в атмосфере используются метеорологические данные, представляющие собой пространственно-временные поля метеорологических параметров (компоненты скорости ветра, коэффициенты горизонтальной и вертикальной диффузии и осадки). Поля метеорологических параметров получены с использованием региональной гидродинамической метеорологической модели WRF-ARW, позволяющей решать задачу с учетом географических особенностей расположения объекта [6].

*Подходы к оценке вероятности (частоты) аварийных событий*

В качестве показателей вероятности (частоты) аварийных событий на ОЯН должны использоваться данные ВАБ-2 или других проектных и эксплуатационных документов, содержащих эти данные. В качестве предельных значений вероятности (частоты) аварийных событий могут использоваться целевые ориентиры вероятностных показателей безопасности нормативных документов, определяющих максимальные частоты тяжелых аварий, большого аварийного выброса для блоков АС, хранилищ ОЯТ, не входящих в состав блоков, частоту предельного аварийного выброса исследовательских и судовых ядерных установок.

*Оценка количественных характеристик рисков на основе методологии ВАБ-3*

В основе методики лежат подходы количественной оценки риска вероятностного анализа безопасности АЭС третьего уровня ВАБ-3 [4].

*На первом этапе* проводится моделирование процессов атмосферного переноса радиоактивных выбросов для определения распределения годовой эффективной дозы E365 на местности для всех выбросов и комбинаций погодных условий из таблицы совместной среднегодовой повторяемости метеорологических условий.

*На втором этапе* формируется «Полная таблица аварийных событий», содержащая для каждого аварийного сценария вероятность его реализации и величины эффективных доз в расчетных точках5.

*На третьем этапе* на основе «Полной таблицы аварийных событий» и данных о распределении населения определяются базовые функции распределения случайных величин, характеризующие радиационную аварию, такие как:

– индивидуальные дозы в характерных точках расчетной зоны;

– коллективная доза.

*На четвертом этапе* рассчитываются количественные характеристики радиологического риска:

Территориальный риск $R_{Tk}$ в точке k:

$$R_{Tk} = r_E \overline{E}_{365k}, \quad (3)$$

Коллективный риск $R_P$:

$$R_P = r_E \overline{E}_{365P}, \quad (4)$$

Индивидуальный риск $R_{IND}$:

$$R_{IND} = R_P / \sum_{1}^{K} Pop_k, \quad (5)$$

---

[5] - Под «аварийным событием» понимается комплекс существенных параметров аварии, включая характеристики источника выброса, условий распространения радиоактивных веществ (РВ) в атмосфере, направление ветра, техногенных факторов защиты от пребывания в зданиях, контрмер

Социальный риск $R_C(N)$ как дополнительная функция вероятностного распределения количества дополнительных случаев онкологических заболеваний рассчитывается как:

$$R_C(N) = r_E R_E(N), \tag{6}$$

где $\overline{E}_{365k}$ – математическое ожидание эффективной дозы в точке *k;*

$\overline{E}_{365P}$ – математическое ожидание коллективной эффективной дозы*;*

$r_E$ – коэффициент пожизненного риска, 1/Зв*;*

$Pop_k$ – население в точке *k;*

*K* – число расчетных точек*;*

$R_E(N)$ - дополнительная функция вероятностного распределения коллективной эффективной дозы.

Полученные количественные характеристики риска позволяют провести сравнение радиационных рисков от запроектных аварий на ОИАЭ, включая ОЯН, с существующими уровнями рисков, связанными с опасными производственными объектами, техногенными и природными ЧС в местах расположения ОИАЭ по известным методикам, например [5].

Предложенные подходы прошли апробацию на ОЯН Курской АЭС и Ленинградской АЭС. Были получены количественные характеристики коллективных, территориальных и индивидуальных рисков ЧС с радиационными последствиями для населения в районе местоположения объектов, проведено сравнение с существующими рисками, связанными с опасными объектами, техногенными и природными ЧС.

На рисунках 1-3 приведены картограммы территориальных рисков от запроектных аварий на реакторах, бассейнах выдержки ОЯТ и станционных ХОЯТ на Курской и Ленинградской АЭС, индивидуальные риски в кольцевых зонах вокруг Курской и Ленинградской АЭС, индивидуальные риски от Ленинградской и Курской АЭС, природных и техногенных опасностей характерные для местоположения АЭС.

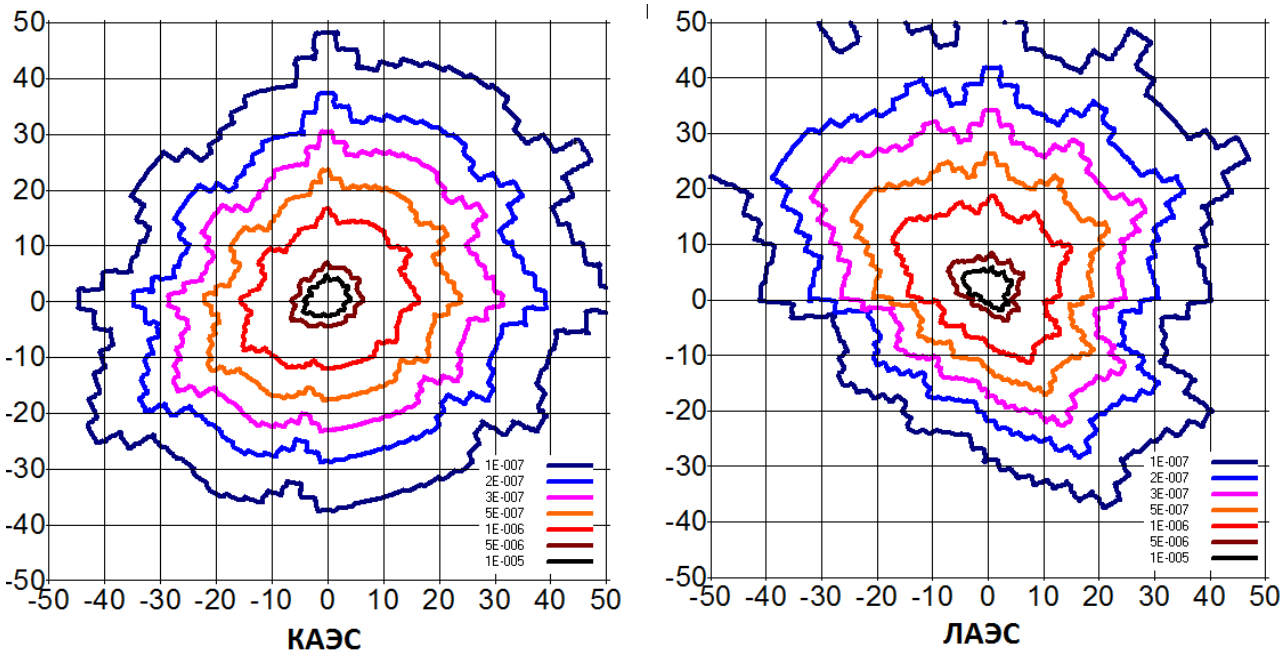



Рисунок 1 - Территориальный пожизненный риск (1/жизнь). Курская и Ленинградская АЭС от запроектных аварий на реакторах, бассейнах выдержки ОЯТ и станционных ХОЯТ

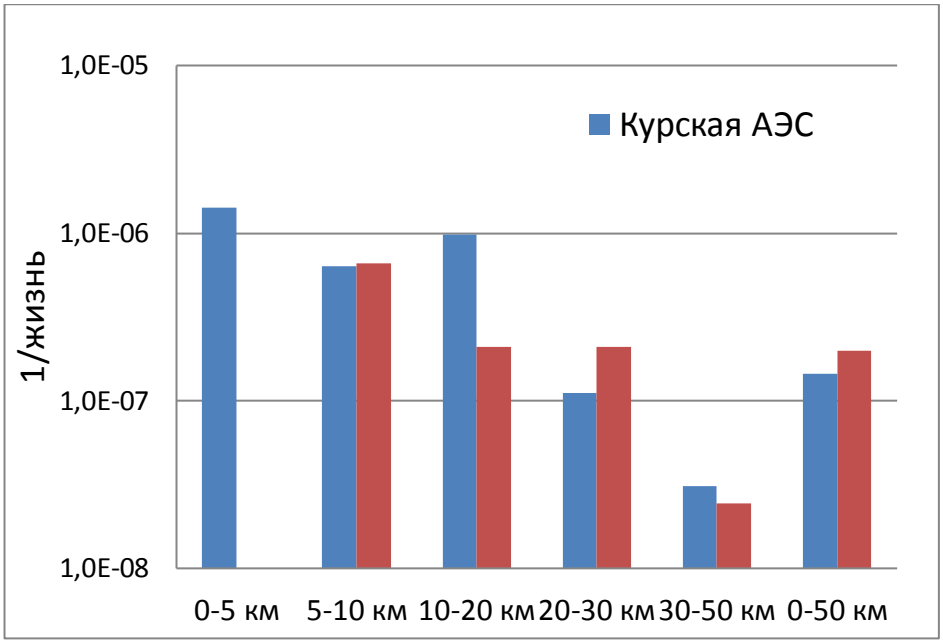



Рисунок 2 - Индивидуальный пожизненный риск (1/жизнь) в кольцевых зонах Курской и Ленинградской АЭС от запроектных аварий на реакторах, бассейнах выдержки ОЯТ и ХОЯТ

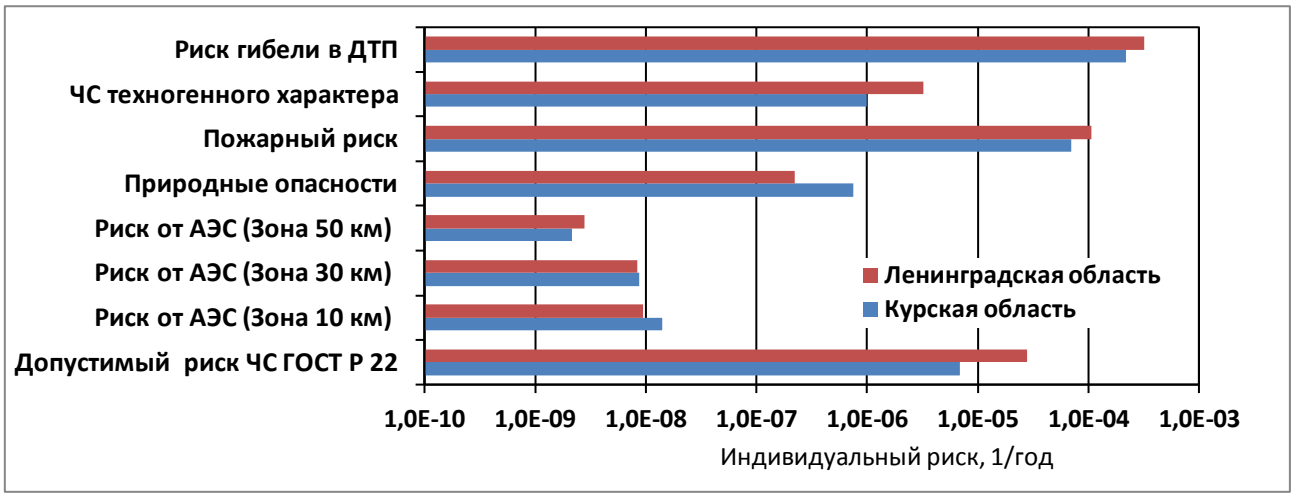



Рисунок 3 - Индивидуальные риски от Ленинградской и Курской АЭС, природных и техногенных опасностей характерные для местоположения АЭС

Таким образом, подходы к оценке рисков ЧС с радиационным фактором, разработанные на первом этапе работ, позволяют провести ранжирование ИРО, включая ОЯН по уровню потенциальной опасности для населения, провести оценку количественных характеристик радиационных рисков, в том числе от различных составляющих ОИАЭ, с использованием моделей распространения РВ в атмосфере различной сложности, а так же провести сравнение с другими техногенными и природными рисками в месте расположения ОИЯЭ.

С учетом полученных результатов представляется целесообразным продолжить выполнение работ по следующим направлениям:

– адаптация разработанных подходов к системе ГОСТ Р 22 «Безопасность в чрезвычайных ситуациях», в том числе для оценки интегральных и индивидуальных рисков ЧС радиационного характера для населения;

– разработка методики оценки рисков с учетом защитных мероприятий на различных фазах аварии на ОЯН;

– разработка методики оценки рисков экономических ущербов от ЧС с радиационным фактором при авариях на ОЯН;

– разработка методики оценки эффективности мероприятий на ОЯН на основе оценок радиационных рисков и ущербов в случае ЧС с радиационным фактором;

– апробация разработанных подходов на различных типах ОЯН.

ЛИТЕРАТУРА

1. «The International nuclear and radiological event scale, User's manual, 2018 Edition» Co-sponsored by the International Atomic Energy Agency and OECD/NUCLEAR Energy Agency».

2. Operational Intervention Levels for Reactor Emergencies and Methodology for Their Derivation, EPR- NPP-OILs (2017), IAEA, VIENNA, 2017.

3. V. B. Morozov, et al (2020) Issues of Safety Assessment of New Russian NPP Projects in View of Current Requirements for the Probability of a Large Release, Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2020.1767998.

4. Арутюнян Р.В. и др. Вероятностный анализ безопасности третьего уровня ВАБ-3 как звено в эволюции работ по повышению безопасности АЭС // Атомная энергия. 2017. Т. 123, вып. 6. 344—349.

5. ГОСТ Р 22.10.02-2016 Безопасность в чрезвычайных ситуациях. Менеджмент риска чрезвычайной ситуации. Допустимый риск чрезвычайных ситуаций.

6. Skamarock W., Klemp J., Dudhia J., e.a. Description of the Advanced Research WRF Version 3. NCAR Technical Note NCAR/TN-475+STR, 2008).

# СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ НОРМАТИВНОЙ ПРАВОВОЙ ПОДДЕРЖКИ ПЯТОГО УРОВНЯ ГЛУБОКОЭШЕЛОНИРОВАННОЙ ЗАЩИТЫ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Макарчук М.В.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Вопросам обеспечения радиационной безопасности, касающимся проблем совершенствования четырех барьеров глубокоэшелонированной защиты на протяжении многих лет, уделялось основное внимание специалистов в области безопасности объектов использования атомной энергии, при этом вопросам научной и нормативной правовой поддержки пятого уровня глубокоэшелонированной защиты уделяется недостаточное внимание и эти вопросы рассматриваются, в основном, как комплекс организационно-технических мероприятий.

В настоящее время в Российской Федерации создана система поддержки пятого уровня глубокоэшелонированной защиты, которая включает в себя федеральное законодательство, ряд подзаконных актов и акты регулирующих органов, а также ряд методических рекомендаций и указаний.

Как показал отечественный и зарубежный опыт аварийного реагирования на радиационные аварии практически во всех случаях имело место масштабирование социально-экономических последствий аварии, обусловленное избыточным реагированием в связи с отсутствием дифференцированного подхода при ликвидации последствий аварии, а также принятием решений, исходя из политических оснований и психологического давления со стороны общественности и средств массовой информации.

В этой связи представляется целесообразным продолжать совершенствование нормативной правовой базы, регламентирующей вопросы обеспечения пятого уровня защиты в глубину, среди которых:

1) Учет в санитарных нормах и правилах положений последних рекомендаций Публикации 103 Международной комиссии по радиационной защите;

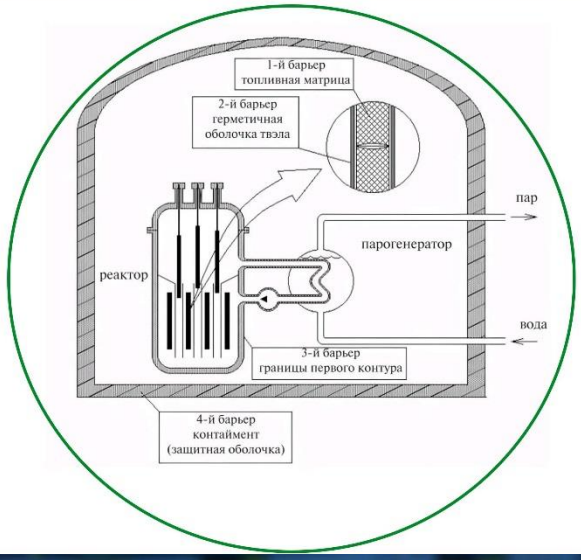
2) Совершенствование законодательства о радиационной безопасности населения с учетом риск-ориентированного подхода;

3) Приведение к единообразию подходов различных ведомств по вопросу зонирования территорий на случай радиационной аварии на АЭС;

4) Уточнение распределения ответственности и задач между участниками аварийного реагирования;

5) Актуализация многочисленных методических документов МЧС России.

## Система глубокоэшелонированной защиты АЭС




Источники:

1. Глубокоэшелонированная защита в ядерной безопасности, INSAG-10, 1998

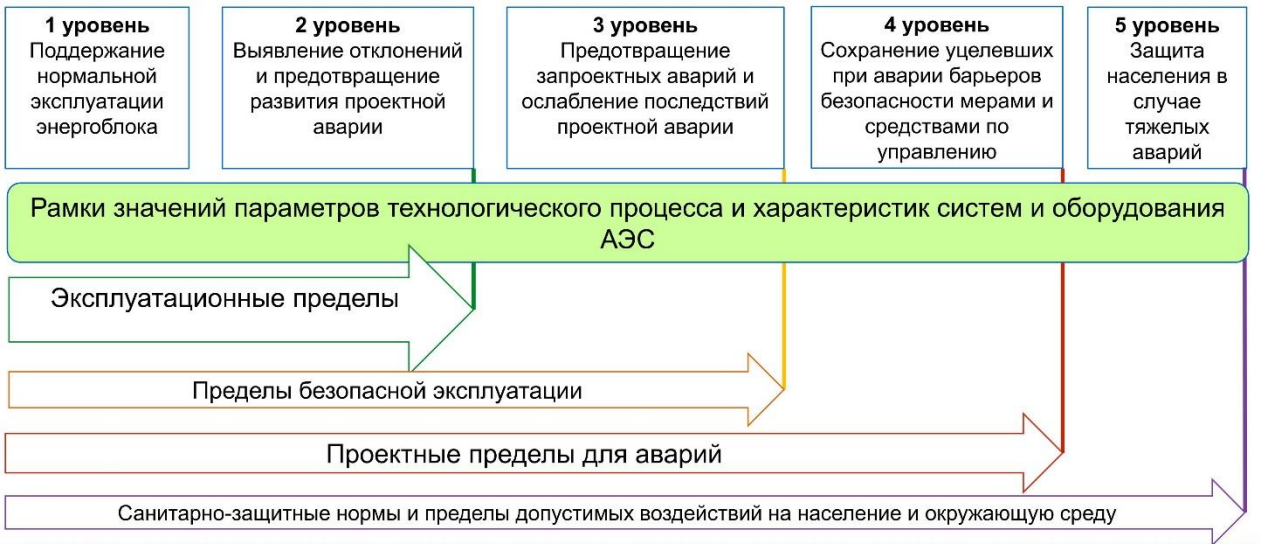
2. Основные принципы безопасности атомных электростанций, 75-INSAG-3 Rev. 1, INSAG-12, 1999

3. Основополагающие принципы безопасности, МАГАТЭ, 2007, SF-1

4. Безопасность атомных электростанций: проектирование, SSR-2/1 (Rev. 1), 2016

5. Приказ Ростехнадзора от 17.12.2015 № 522 "Об утверждении федеральных норм и правил в области использования атомной энергии "Общие положения обеспечения безопасности атомных станций« (НП-001-15)

## Система глубокоэшелонированной защиты АЭС

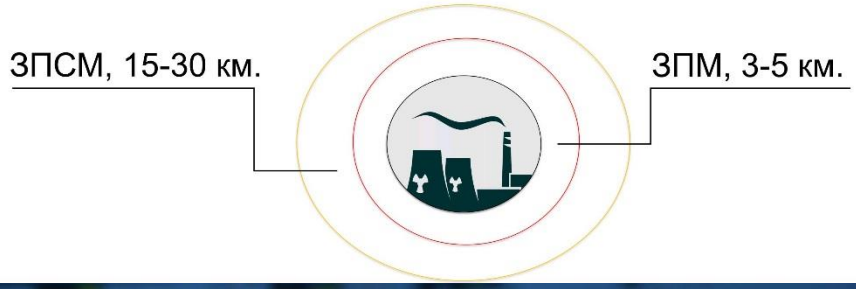


# Аварийное зонирование территорий АЭС

**1. Подход Международного агентства по атомной энергии**

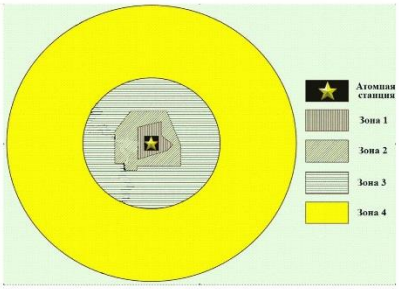
**Зона планирования срочных защитных мер (ЗПСМ) -** зона вокруг установки, в отношении которой проводятся мероприятия, направленные на осуществление срочных защитных мер в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации, с целью предотвратить получение доз за пределами площадки в соответствии с международными нормами безопасности. Защитные меры в пределах этой зоны должны выполняться на основе мониторинга окружающей среды или – в надлежащих случаях – с учетом обстановки, создавшейся на установке.

**Зона предупредительных мер (ЗМП) -** зона вокруг установки, в отношении которой проводятся мероприятия для осуществления срочных защитных мер в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации с целью снижения риска появления серьезных детерминированных эффектов за пределами площадки. Защитные меры в пределах этой зоны должны приниматься до или вскоре после выброса радиоактивного материала или облучения на основе обстановки, создавшейся на установке




# Аварийное зонирование территорий АЭС

**2. Российская практика**




| Номер зоны в порядке удаления ее внешней границы от АЭС | Предполагаемый максимальный радиус (км) | |
|---|---|---|
| | Тепловая мощность >= 1000 МВт | Тепловая мощность < 1000 МВт |
| 1 | 3 - 5 | |
| 2 | 10 - 30 | |
| 3 | 100 | 50 |
| 4 | 300 | 100 |

| Наименование документа | Используемый термин |
|---|---|
| СП АС-03 | Санитарно-защитная зона<br>Зона наблюдения |
| НП-032-19 | Зона планирования защитных мероприятий (не более 25 км.)<br>Зона планирования мероприятий по обязательной эвакуации населения (не более 100 чел./км$^2$ |
| НП-015-12 | Зона наблюдения<br>Санитарно-защитная зона<br>Зона возможного опасного радиоактивного загрязнения<br>Зона планирования защитных мероприятий<br>Зона радиоактивного загрязнения<br>Зона планирования мероприятий по обязательной эвакуации<br>Зона заражения (при химической аварии) |
| РБ-094-14 | Зона радиоактивного загрязнения 1<br>Зона радиоактивного загрязнения 2<br>Зона радиоактивного загрязнения 3<br>Зона радиоактивного загрязнения 4 |
| НРБ-99/2009 | Зона наблюдения<br>Зона радиационного контроля<br>Зона ограниченного проживания населения<br>Зона отселения<br>Зона отчуждения |
| ОСПОРБ-99/2010 | Санитарно-защитная зона (полоса отчуждения)<br>Зона наблюдения |
| ГОСТ Р 55201-2012 | Зона возможного опасного радиоактивного загрязнения (заражения)<br>Зона возможного радиоактивного загрязнения (заражения) |

## Система технической поддержки пятого уровня глубокоэшелонированной защиты в Российской Федерации в атомной отрасли

## Выводы

1.Продолжить совершенствование законодательства о радиационной безопасности населения с учетом риск-ориентированного подхода.

2.Приведести к единообразию подходы различных ведомств по вопросу зонирования территорий на случай радиационной аварии на АЭС.

3. Уточнить распределения ответственности и задач между участниками аварийного реагирования.

## ПРИ ПОДДЕРЖКЕ:

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Российская Академия Наук

РОСАТОМ

ИБРАЭ

## ИНФОРМАЦИОННЫЕ ПАРТНЕРЫ:

ТАСС
ИНФОРМАЦИОННОЕ АГЕНТСТВО РОССИИ

АРКТИКА ЭКОЛОГИЯ И ЭКОНОМИКА
НАУЧНЫЙ И ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

ПРОИЗВОДСТВЕННОЕ ОБЪЕДИНЕНИЕ МАЯК
ПРЕДПРИЯТИЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»
ЖУРНАЛ «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»

АТОМНАЯ 2.0 ЭНЕРГИЯ

НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
РАДИАЦИОННАЯ ГИГИЕНА

ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Аппаратура и новости радиационных измерений
АНРИ

# СЕКЦИИ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ»

**СЕКЦИЯ № 1 «РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ»**

**СЕКЦИЯ № 2 «РАСЧЕТНЫЕ КОДЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»**

**СЕКЦИЯ № 3 «БЕЗОПАСНОСТЬ НА ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЯХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА»**

**СЕКЦИЯ № 4 «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ»**

http://фцп-ярб2030.рф/conf2020/
Организационный комитет: тел.: 8 (495) 955-23-42, email: conf2020@ibrae.ac.ru

75 лет Атомной отрасли

XI **Российская научная конференция**
Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях

# МАТЕРИАЛЫ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ

# РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

**Москва. 26—29 октября 2021 года**

*Том 3*

# *Материалы секции № 2 «Расчетные коды для обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»*

# СОДЕРЖАНИЕ

*Николаева О.В*. Программа РАДУГА Т решения многогруппового уравнения переноса на неструктурированных сетках на параллельных компьютерах: современное состояние ..... 6

*Белов А.А., Березнев В.П., Блохина Г.С., Колташев Д.А., Потапов В.С., Чертовских О.И., Шершов А.В.* Расчетный код ODETTA для задач радиационной защиты ..... 19

*Мокшанов Н.А.* Автоматизированный программный комплекс для расчёта нуклидных составов и спектров гамма-излучения активированных нейтронным и гамма-излучением материалов ..... 27

*Капырин И.В.* Современные подходы к численному гидрогеологическому моделированию в задачах обоснования безопасности объектов использования атомной энергии ..... 32

*Киселёв А.А.* Система кодов для проведения расчетов атмосферного переноса для задач обоснования безопасности ЯРОО в сложных орографических условиях ..... 43

*Максимов А.Ю. Э.Р. Гарифуллина, А.О. Ефимов, Р.О. Юдин, А.С. Фролов* Проект энергоблока БРЕСТ-ОД-300 в аспекте радиационной безопасности в сравнении с другими современными проектами АЭС ..... 52

*Савекин С.С., Шмельков Ю.Б.* Анализ эффективности выведения радиоактивных продуктов деления из атмосферы защитной оболочки при запроектных авариях с помощью спринклерной системы ..... 59

*Новиков К.А.* Сопряженное моделирование поверхностных и подземных вод в расчетом коде GERA ..... 67

*Ануприенко Д.В.* Особенности методов решения задач фильтрации в зоне аэрации в задачах оценки долговременной безопасности пунктов хранения РАО ..... 88

*Корчагина О.О.* Кинетическая и микроскопическая модели эволюции жидких включений в галитах в поле градиента температуры ..... 99

*Аракелян А.А., Блохин А.И., Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Крючков Д.В., Панченко С.В., Сипачев И.В.* Развитие программного комплекса КОРИДА и опыт его применения при решении задач обращения с ОЯТ и РАО ..... 108

*Блохин А.И., Блохин П.А., Казиева С.Т.* Кросс-верификация и валидация программы TRACT на основе экспериментальных данных реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 ..... 118

*Кизуб П.А., Савельева Е.А., Блохин П.А., Самойлов А.А.* Уточнение программы КИРО объектов ядерного наследия на основе нейтронно-физических расчетов в условиях неопределенностей ..... 127

*Акимов И.И., Бадретдинов Т.М., Дегтярев А.С., Уксусов Е.И., Чешигин И.В.* Моделируемые поля на облучательной установке ОР-М НИЦ «Курчатовский институт» и экспериментальные исследования переноса излучений в материалах ..... 135

*Алексеев П.А.* Определение оптимального профиля теневой радиационной защиты космической ЯЭУ в присутствии крупногабаритных рассеивателей ..... 143

*Дегтярев И.И., Новоскольцев Ф.Н., Ляшенко О.А., Синюков Р.Ю., Алтухова Е.В., Блохин А.И., Блохин П.А., Пряничников А.А.* RTS&T-2021 — Обновленный комплекс программ статистического моделирования связанного переноса многокомпонентного излучения в гетерогенных пространственно-неоднородных средах ..... 148

*Третинников Д.Л., Нагула П.К., Дойникова А.В*. Анализ процессов, протекающих под защитной оболочкой реакторной установки белорусской АЭС при авариях с потерей теплоносителя ..... 157

*Жилкин А.С., Гончар Н.И., Дмитриев Д.В.* Моделирование выхода и распределения стабильных газообразных продуктов деления в герметичном ТВЭЛЕ контейнерного типа ..... 165

*Забродская С.В., Попов Э.П., Тыклеева К.В.* Оценка влияния «Примесных» радионуклидов на класс РАО натрия быстрых реакторов после окончательной остановки реактора ..... 175

*Юсупов А.Н.* Обоснование безопасности работ по опытному извлечению твёрдых радиоактивных отходов ..... 183

*Шмельков Ю.Б., Шутов Н.В., Петров Л.В., Звонарев Ю.А., Савекин С.С.* разработка комплекса программных средств для анализа радиационных последствий запроектных аварий на АЭС с ВВЭР ..... 185

*Грачев В.А., Быстрова О.С., Сазонов А.Б.* Образование и временная эволюция химических форм радиоуглерода на АЭС с ВВЭР и PWR ..... 191

*Грачев В.А., Быстрова О.С., Сазонов А.Б.* Вклад топлива ВВЭР в накопление H-3 в теплоносителе первого контура ..... 200

# *Секция № 2*

# *«Расчетные коды для обоснования радиационной защиты и радиационной безопасности»*

*Руководитель: Стрижов Валерий Федорович*

*Заседание № 1: Общие вопросы расчетного обоснования безопасности ОИАЭ*

*Заседание № 2: Миграция нуклидов в окружающей среде*

*Заседание № 3: Радиационные характеристики ОЯТ и РАО*

*Краткий обзор поступивших докладов*

# ПРОГРАММА РАДУГА Т РЕШЕНИЯ МНОГОГРУППОВОГО УРАВНЕНИЯ ПЕРЕНОСА НА НЕСТРУКТУРИРОВАННЫХ СЕТКАХ НА ПАРАЛЛЕЛЬНЫХ КОМПЬЮТЕРАХ: СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ

Николаева О.В.

*ИПМ им. М.В.Келдыша РАН*

В докладе представлено современное состояние программы РАДУГА Т для решения многогруппового уравнения переноса методом дискретных ординат на неструктурированных сетках. Программа позволяет проводить расчеты на сетках из выпуклых многогранников (тетраэдров, призм) на параллельных компьютерах. Расчеты выполняются с многогрупповыми константами либо в PN приближении (когда зависимость сечения рассеяния от косинуса угла рассеяния представлена разложением по полиномам Лежандра), либо в табличной форме (сечения рассеяния заданы в виде таблиц).

В программе реализованы следующие методы и алгоритмы:

1) Сеточные схемы двух типов (метода характеристик и метода конечных элементов) в тетраэдрических и призматических ячейках;

2) Одношаговый метод простой итерации для решения системы сеточных уравнений;

3) Двушаговый KP1 метод для ускоренного решения системы сеточных уравнений;

4) Метод подпространств Крылова для расчета ускоряющей сходимость итераций поправки к решению (применяется на втором шаге KP1 метода);

5) Три встроенных метода разбиения пространственной сетки на подобласти;

6) Два метода распараллеливания вычислений на компьютерах с разделенной памятью: метод итераций по границам подобластей и метод сквозного счета;

7) Двухуровневый алгоритм распараллеливания вычислений, с использованием языка MPI на верхнем уровне и инструкций OpenMP на нижнем уровне.

Многогрупповые константы для расчета задаются в бинарном файле в формате FMAC-M; могут быть использованы библиотеки ENDFB7, JEFF, JENDL, ROSFOND, БНАБ.

Неструктурированная сетка строится свободно распространяемым пакетом SALOME; в котором геометрия области расчета задается в специальном файле на языке python. Первоначально геометрия может быть задана в CAD формате или в формате программы MCU для моделирования процессов переноса методом Монте-Карло. Разработан специальный препроцессор, переводящий геометрию с языка MCU на язык python для последующего построения сетки пакетом SALOME. Другой препроцессор переводит построенную SALOME сетку в формат программы РАДУГА Т.

Также разработан постпроцессор, выполняющий расчет различных функционалов решения, например, средних значений группового потока в различных телах (параллелепипедах, цилиндрах). Также постпроцессор может выполнять интерполяцию группового потока с неструктурированной сетки на регулярную сетку и формировать файл со значениями группового или суммарного потоков в формате vtk для последующей визуализации в пакете PARAVIEW.

Программа РАДУГА Т может быть использована для моделирования экспериментов и проведения расчетов моделей защиты реакторов.

## Стационарное многогрупповое уравнение переноса

$$\frac{\partial}{\partial \mathbf{\Omega}}\Psi_q(\mathbf{r},\mathbf{\Omega})+\sigma_{t,q}(\mathbf{r})\Psi_q(\mathbf{r},\mathbf{\Omega}) = \sum_{p=1}^{Q}\int_{\Omega}\sigma_{s,p\to q}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega}\cdot\mathbf{\Omega}')\Psi_p(\mathbf{r},\mathbf{\Omega}')\,d\mathbf{\Omega}' +$$

$$+\chi_q(\mathbf{r})\frac{1}{k_{eff}}\sum_{p=1}^{Q}\nu\sigma_{f,p}(\mathbf{r})\int_{\Omega}\Psi_p(\mathbf{r},\mathbf{\Omega}')\,d\mathbf{\Omega}' + \alpha_q F(\mathbf{r})$$

$$\mathbf{r}\in G,\quad \mathbf{\Omega}\in\Omega,\quad q=1,\ldots,Q$$

$\Psi_q(\mathbf{r},\mathbf{\Omega})$ - плотность группового потока нейтронов
$F(\mathbf{r})$ - плотность источника нейтронов
$\alpha_q$ - спектр источника
$\sigma_{t,q}(\mathbf{r})$ - полное сечение
$\sigma_{s,p\to q}(\mathbf{r},\mathbf{\Omega}\cdot\mathbf{\Omega}')$ – сечения рассеяния
$\chi_q(\mathbf{r})$ - доли спектра нейтронов деления
$\nu\sigma_{f,p}(\mathbf{r})$ - сечение деления
$k_{eff}$ - коэффициент размножения нейтронов

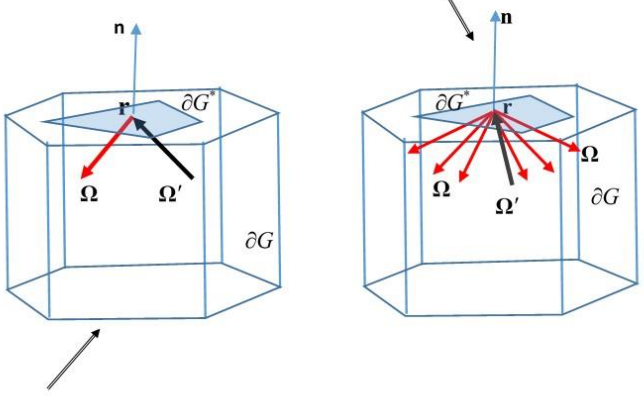
## Решаемые задачи

1. **Задача замедления**
2. **Задача с делением**
3. **Задача расчета** $k_{eff}$

# Краевые условия

Диффузное отражение

$$\Psi_q(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega},t)\big|_{\boldsymbol{\Omega}\cdot\mathbf{n}<0,\ \mathbf{r}\in\partial G} = A \int\limits_{\boldsymbol{\Omega}'\cdot\mathbf{n}>0} d\boldsymbol{\Omega}'\,\Psi_q(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega}',t)\,(\boldsymbol{\Omega}'\cdot\mathbf{n})$$




Зеркальное отражение

$$\Psi_q(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega},t)\big|_{\boldsymbol{\Omega}\cdot\mathbf{n}<0,\ \mathbf{r}\in\partial G} = A_q\,\Psi_q(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega}',t)$$

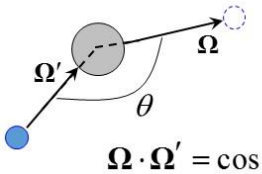
Нулевое краевое условие

$$\Psi_q(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega},t)\big|_{\boldsymbol{\Omega}\cdot\mathbf{n}<0,\ \mathbf{r}\in\partial G} = 0$$

# Многогрупповые константы

$P_N$ разложение по полиномам Лежандра для сечений рассеяния

$$\sigma_{s,p\to q}(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{\Omega}') \approx \sum_{l=0}^{N(\mathbf{r})} P_l(\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{\Omega}')\,\sigma_{s,p\to q,l}(\mathbf{r})$$

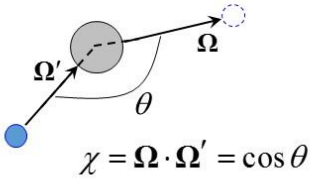



$$\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{\Omega}' = \cos\theta$$

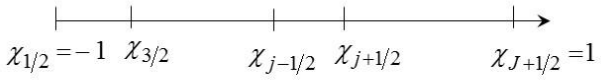
## Многогрупповые константы

Дискретное представление сечений рассеяния

$$\sigma_{s,p\to q}(\mathbf{r},\chi=\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{\Omega}')$$

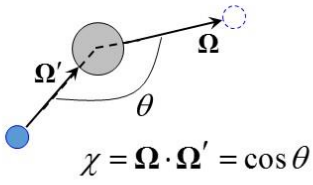



$$\chi=\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{\Omega}'=\cos\theta$$




сплайн – аппроксимация для сечения рассеяния

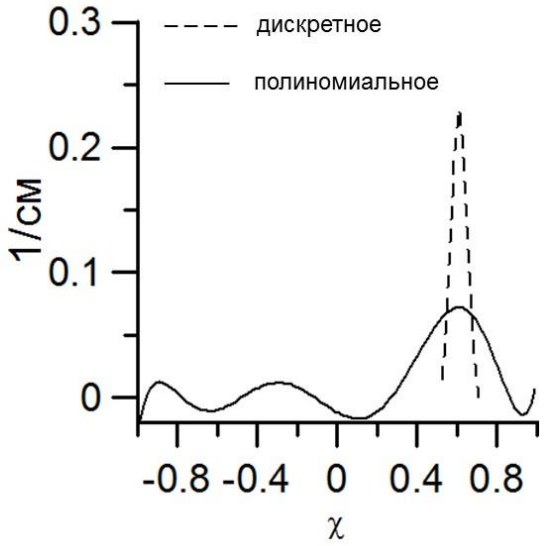
## Многогрупповые константы




$$\chi=\boldsymbol{\Omega}\cdot\boldsymbol{\Omega}'=\cos\theta$$

Сечение рассеяния нейтронов в воде

1.18 Мэв → 0.43 Мэв



## Библиотеки констант

БНАБ-РФ
299 n + 127 γ
28 n + 15 γ

полиномиальное представление

- ENDFB-7.0
- JENDL-4.0
- JEFF-3.11
- ROSFOND
  199 n + 42 γ

полиномиальное и дискретное представления

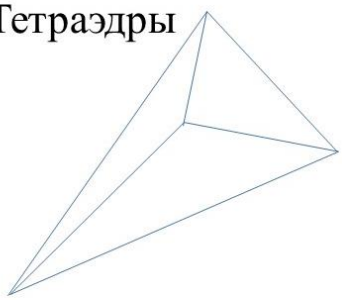
- ENDFB-7.0
- 47 n + 20 γ

Автор – В.В.Синица

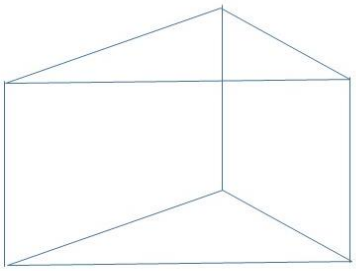
## Неструктурированные сетки

из ячеек-выпуклых многогранников (многоугольников) без «висячих» вершин

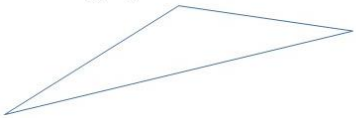
Тетраэдры



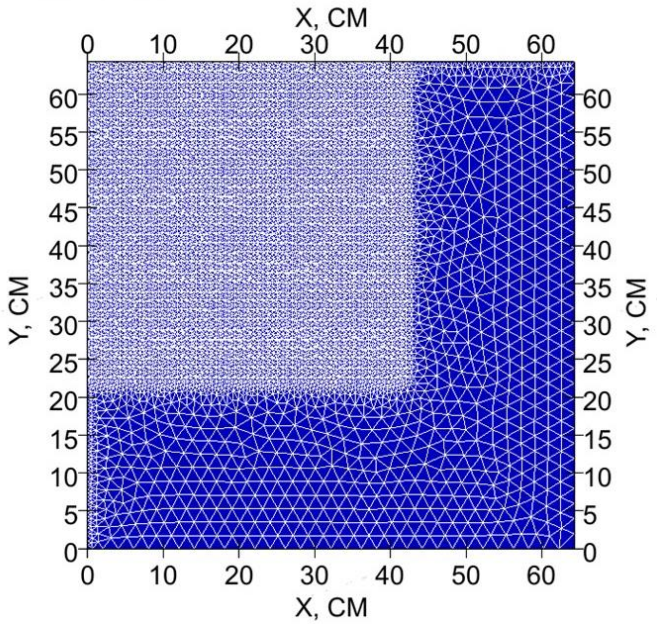
Треугольные призмы



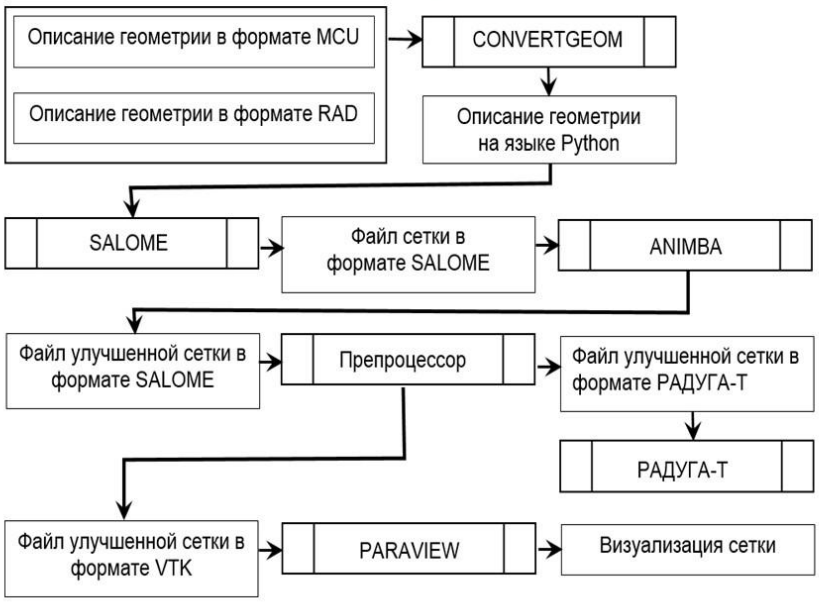
Треугольники



## Пример треугольной сетки. Задача C5G7.




## Схема подготовки пространственной сетки




## Сеточные схемы

метода характеристик и метода конечных элементов.

Сеточные величины – значения решения в вершинах ячеек и в вершинах граней

## Методы решения систем сеточных уравнений

1. Одношаговый метод (простая итерация)

2. Двушаговый KP1 метод (простая итерация + расчет ускоряющей поправки)

Решение уравнения для ускоряющей поправки методом подпространств Крылова

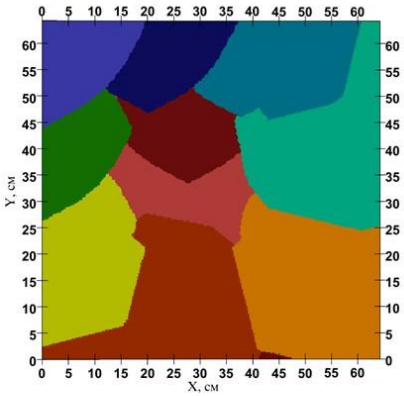
## Двухуровневый алгоритм распараллеливания вычислений

**Верхний уровень** – распараллеливание по пространственным подобластям (MPI)

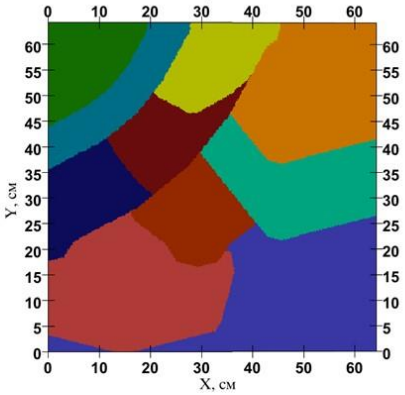
**Нижний уровень** – распараллеливание внутри каждой пространственной подобласти по направлениям переноса (OpenMp)

## Результат разбиения пространственной сетки на 10 подобластей тремя методами. Задача C5G7

Жадный метод

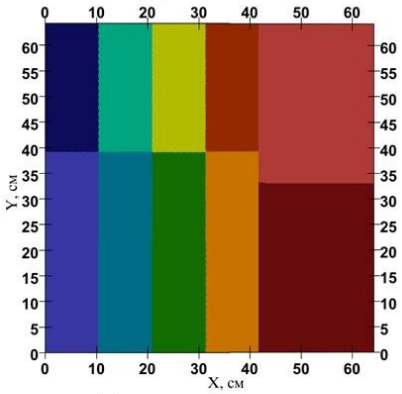



Метод бисекции




«Перепутанные» подобласти

Координатный метод



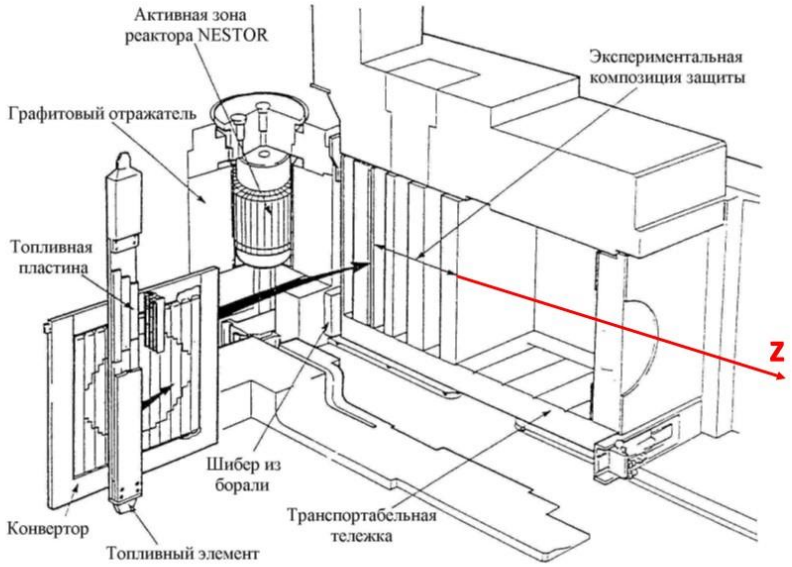

Локализованные подобласти

## Зависимость времени счета от метода разбиения. Задача Iron88

Измерение скоростей реакций

$Al^{27}(n, \mathbf{a})Na^{24}$
$S^{32}(n,p)P^{32}$
$In^{115}(n,n')In^{115m}$
$Rh^{103}(n,n')Rh^{103m}$

$Au^{197}(n,\gamma)Au^{198}$




## Зависимость времени счета от метода разбиения. Задача Iron88

Пространственная тетраэдрическая сетка

Пакет Salome

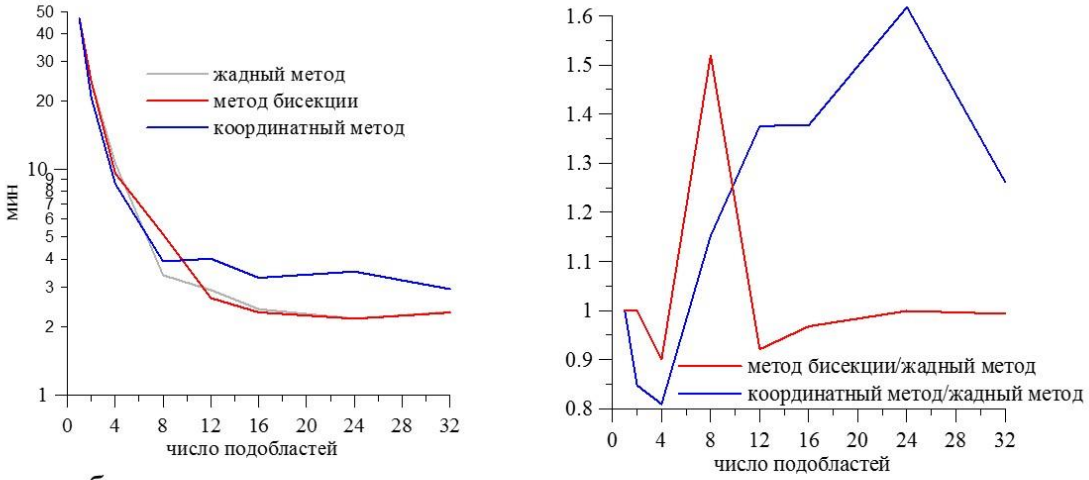
Число вершин $N_p = 49335$
Число граней $N_f = 559310$
Число ячеек $N_c = 276216$

Средний радиус ячейки – 1.4 см
Отношение самого короткого ребра ячейки к самому длинному – 0.43

## Зависимость времени счета от метода разбиения. Задача Iron88

**Кластер К-100, ИПМ им. М.В.Келдыша**

**Время счета (мин)** **Отношение времен счета**



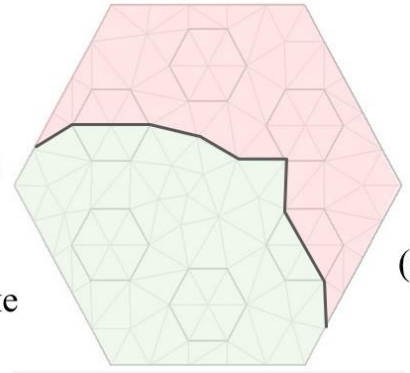

При разбиении координатным методом время счета наименьшее при малом числе подобластей и наибольшее при большом числе подобластей

## Два метода распараллеливания на компьютерах с разделенной памятью

**BJ метод** итераций по границам подобластей:

значения потоков на границе подобласти известны из результата расчета на предыдущей итерации

(меньше обменов, больше итераций)



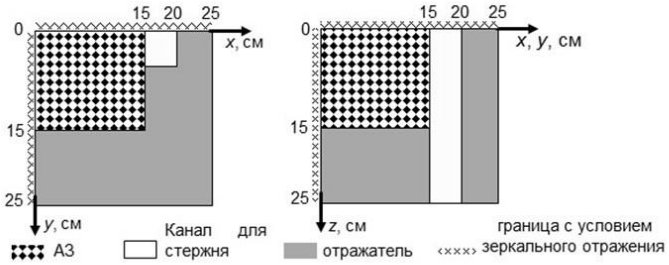
**BS метод** сквозного счета:

значения потоков на границе подобласти известны из результата расчета на текущей итерации

(меньше итераций, больше обменов)

# Два метода распараллеливания на компьютерах с разделенной памятью, модель реактора ВВЭР

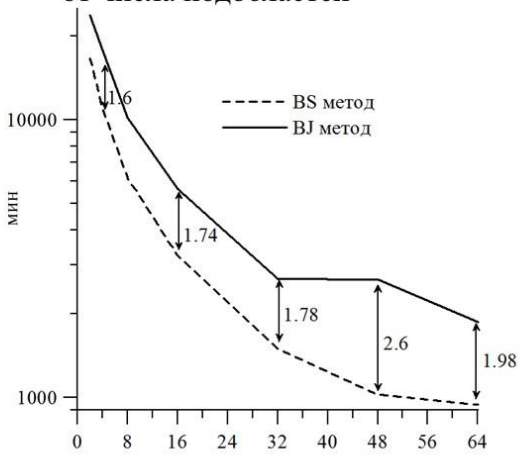
Модель реактора ВВЭР (2 группы)




Число ячеек - 434 тыс.
Число граней - 875 тыс.
Двушаговый KP1 метод

Многопроцессорный компьютер МВС-10П (МСЦ РАН)

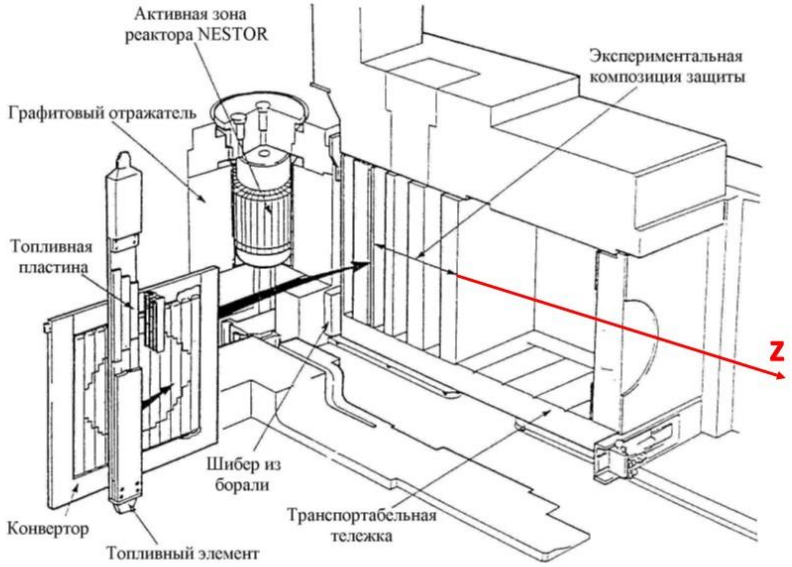
Времена полного расчета одной внешней итерации в зависимости от числа подобластей




## Задача Iron88

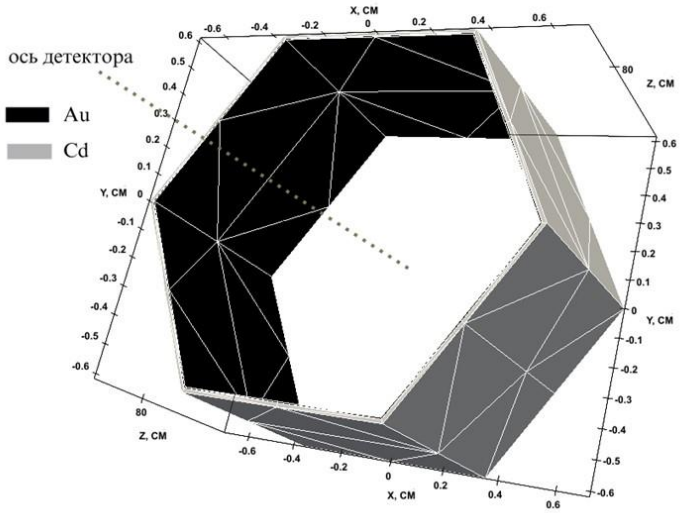
Измерение скорости реакций

$Au^{197}(n,\gamma)Au^{198}$



## Эксперимент Iron88

Моделирование детектора и чехла с помощью неструктурированной сетки




Число ячеек в детекторе и чехле – 230 тетраэдров
Полное число ячеек – 270 тыс.
Средний радиус ячейки – 1.36см

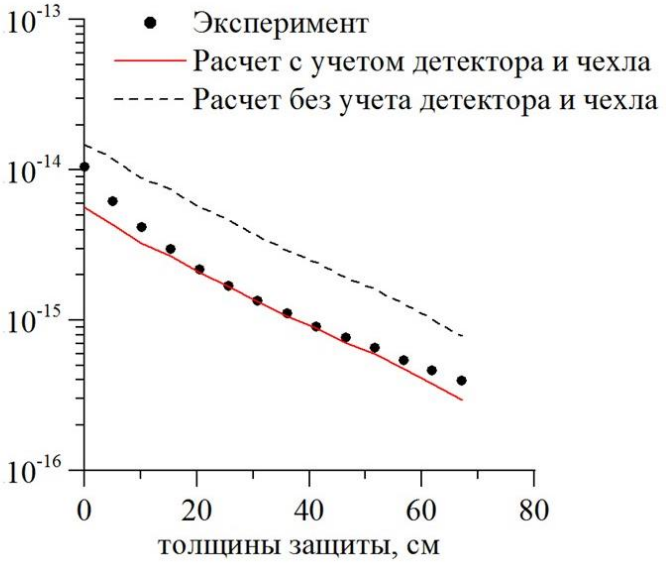
$ES_{12}$ квадратура Карлсона

Константы ENDFB-7 (199 n)

64 ядра суперкомпьютера Ломоносов-1, 10 суток

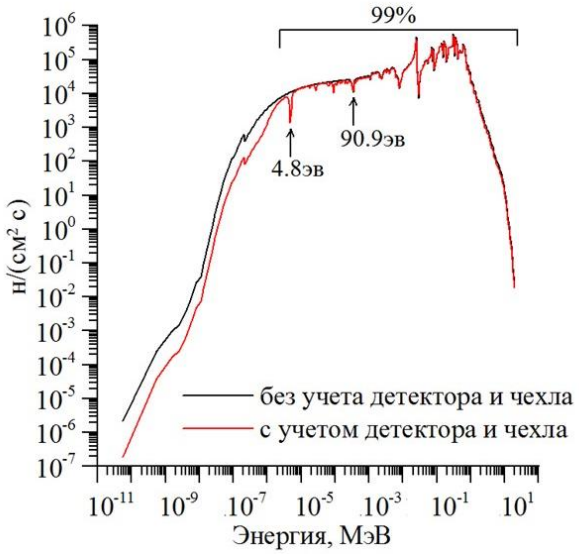
## Эксперимент Iron88

Скорости реакции $Au^{197}(n,\gamma)Au^{198}$



## Эксперимент Iron88

Групповой поток в центральном детекторе



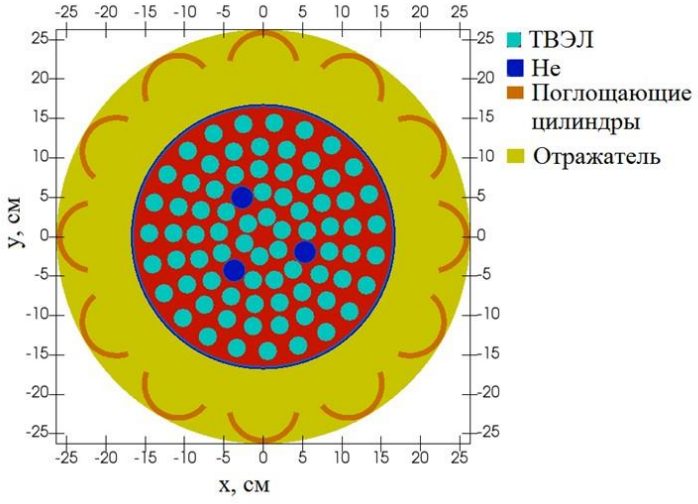

## Эксперимент Iron88. Публикации

Николаева О.В., Гайфулин С.А., Басс Л.П. Детальное моделирование эксперимента IRON88 на установке ASPIS в (r,z) и (x,y,z) геометриях. Известия вузов. Ядерная энергетика. 2019. №3. С. 135-147

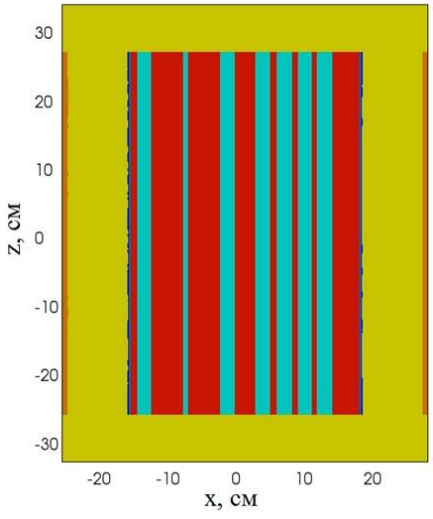
Саляев А.В., Усынина С.Г., Бронников С.В. Моделирование бенчмарк-эксперимента IRON88 с использованием программ на основе метода Монте-Карло.
В сборнике: Ядерные технологии: от исследований к внедрению - 2021. Сборник материалов научно-практической конференции. Нижний Новгород, 2021. С. 70-71.

## Задача о космическом аппарате (ФЭИ, Пышко А.П., Алексеев П.А.)

Сечение по центральной плоскости АЗ




Сечение в плоскости y=0



## Задача о космическом аппарате (ФЭИ, Пышко А.П., Алексеев П.А.)

Пространственная сетка – $1.2 \cdot 10^6$ тетраэдров
Квадратура Карлсона $ES_8$ (80 узлов)

Вычислительный кластер к60 ИПМ им. М.В.Келдыша
6 вычислительных узлов по 28 ядер (всего 168 ядер).

7 внешних итераций,
на каждую внешнюю итерацию 6-7 итераций по термализации
Расчет одной внешней итерации занимает примерно 400 минут

**$k_{eff}$ = 1.01398112 (РадугаТ, БНАБ-РФ, 28n, $P_5$)**
**$k_{eff}$ = 1.02367 (MCNP, EDFB-VII)**

## Основная трудность -

отсутствие качественного сеткопостроителя:
-большое время расчета сетки,
-построение сетки низкого качества,
-большие требования к оперативной памяти компьютера при построении сетки в области сложной геометрии.

## РАСЧЕТНЫЙ КОД ODETTA ДЛЯ ЗАДАЧ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

Белов А.А., Березнев В.П., Блохина Г.С., Колташев Д.А., Потапов В.С., Чертовских О.И., Шершов А.В.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Расчетный код ODETTA предназначен для численного решения стационарных задач переноса нейтронов и фотонов по отдельности и связных нейтронно-фотонных задач в рамках обоснования радиационной безопасности объектов использования атомной энергии – защитных композиций реакторных установок на быстрых нейтронах (РУ БР) с жидкометаллическим теплоносителем и объектов топливного цикла.

Основным классом решаемых задач являются защитные, описываемые неоднородным линейным интегро-дифференциальным уравнением Больцмана и соответствующими граничными условиями (нулевыми, зеркальными, периодическими или альбедными):

$$\begin{cases} \left[\boldsymbol{\Omega}\cdot\nabla+\Sigma_t^g\left(\mathbf{r}\right)\right]\Psi^g\left(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega}\right)=\sum\limits_{h=1}^{G}\sum\limits_{n=0}^{N}\Sigma_{s,n}^{h\to g}\left(\mathbf{r}\right)\sum\limits_{k=-n}^{n}\Phi_{n,k}^{h}\left(\mathbf{r}\right)Y_{n,k}\left(\boldsymbol{\Omega}\right)+S^g\left(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega}\right); \\ \Psi^g\left(\mathbf{r}_b,\boldsymbol{\Omega}\right)=\sum\limits_{h=1}^{G}\int\limits_{\boldsymbol{\Omega}'\cdot\mathbf{n}_b>0}\beta^{h\to g}\left(\mathbf{r}_b,\boldsymbol{\Omega}'\to\boldsymbol{\Omega}\right)\Psi^h\left(\mathbf{r}_b,\boldsymbol{\Omega}'\right)d\boldsymbol{\Omega}',\quad \mathbf{r}_b\in\partial D,\quad \boldsymbol{\Omega}\cdot\mathbf{n}_b<0, \end{cases} \tag{1}$$

где $\boldsymbol{\Omega}$ – единичный вектор направления полета частиц;

$\Sigma_t^g\left(\mathbf{r}\right)$ – полное макроскопическое сечение взаимодействия;

$\Psi^g\left(\mathbf{r},\boldsymbol{\Omega}\right)$ – плотность потока частиц;

$G$ – количество энергетических групп;

$N$ – порядок анизотропии рассеяния;

$\Sigma_{s,n}^{h\to g}\left(\mathbf{r}\right)$ – $n$-й момент сечения рассеяния из группы $h$ в группу $g$;

$\Phi_{n,k}^{h}\left(\mathbf{r}\right)$ – угловые моменты разложения плотности потока частиц;

$Y_{n,k}\left(\boldsymbol{\Omega}\right)$ – сферические функции;

$S^g(\mathbf{r},\mathbf{\Omega})$ – заданный источник частиц;

$\beta^{h\to g}(\mathbf{r}_b,\mathbf{\Omega}'\to\mathbf{\Omega})$ – альбедо ($\beta=0$ соответствует вакуумным граничным условиям, $\beta=\delta_{hg}\delta(\mathbf{\Omega}'-\mathbf{\Omega}+2(\mathbf{\Omega}\mathbf{n}_b)\mathbf{n}_b)$ соответствует граничным условиям зеркального отражения).

В системе (1) энергетическая зависимость рассматривается в групповом приближении, а анизотропия рассеяния представляется разложением в ряд Фурье по полиномам Лежандра.

Система групповых уравнений решается методом простой итерации (метод итерации источника).

Для аппроксимации угловой зависимости используется метод дискретных ординат. Реализован широкий набор угловых квадратур (треугольных и квадратур типа произведения): Карлсона, Гаусса-Лежандра, Чебышева-Лежандра.

Основной особенностью кода является использование линейного разрывного метода конечных элементов (МКЭ) с аппроксимацией по Галеркину на тетраэдральных сетках. Функция $\psi(\mathbf{r})$ (угловая зависимость опущена) внутри *i*-го тетраэдра аппроксимируется линейными базисными функциями $b_j(\mathbf{r})$:

$$\psi(\mathbf{r})=\sum_j b_j(\mathbf{r})\psi_j,\quad b_j(\mathbf{r}_k)=\delta_{jk}, \tag{2}$$

где $\psi_j$ – значение $\psi(\mathbf{r})$ в *j*-ой вершине *i*-го тетраэдра. Система линейных уравнений МКЭ имеет вид:

$$\begin{aligned}&\mathbf{\Omega}\cdot\sum_l\mathbf{n}_l\sum_k\psi_k^l\oint_{\partial D_l}b_j(\mathbf{r})b_k(\mathbf{r})d^2r-\sum_k\psi_k\int_D\mathbf{\Omega}\cdot\nabla b_j(\mathbf{r})b_k(\mathbf{r})d^3r+\\&+\sum_k\psi_k\int_D\Sigma_t(\mathbf{r})b_j(\mathbf{r})b_k(\mathbf{r})d^3r=\sum_k q_k\int_D b_j(\mathbf{r})b_k(\mathbf{r})d^3r,\ \ j=1,\ldots,4\end{aligned}, \tag{3}$$

где значения плотности потоков $\boldsymbol{\psi}_k^l$ определяются согласно противопотоковой схеме (upwind scheme):

$$\boldsymbol{\psi}_k^l = \begin{cases} \boldsymbol{\psi}_k, \left(\mathbf{n}_l \cdot \boldsymbol{\Omega}\right) > 0 \\ \boldsymbol{\psi}_k^{s_l}, \left(\mathbf{n}_l \cdot \boldsymbol{\Omega}\right) < 0 \end{cases}, \tag{4}$$

где $\boldsymbol{\psi}_k$ – значение плотности потока в *k*-ой вершине текущей ячейки,

$\boldsymbol{\psi}_k^{s_l}$ – значение плотности потока в *k*-ой вершине соседней по грани $s_l$ ячейки.

В коде реализованы методы расчета нерассеянной компоненты излучения [1] (методы первого и последнего столкновения), суть которых – представление плотности потока в виде суммы нерассеянной $\psi^{(u)}$ и рассеянной $\psi^{(c)}$ компоненты:

$$\psi\left(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}\right) = \psi^{(u)}\left(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}\right) + \psi^{(c)}\left(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}\right). \tag{5}$$

Нерассеянная компонента плотности потока имеет аналитический вид:

$$\psi^{(u)}\left(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}\right) = \sum_p \delta\left(\boldsymbol{\Omega} - \boldsymbol{\Omega}_p\right) \frac{q_p}{4\pi} \frac{e^{-\tau\left(\mathbf{r}, \mathbf{r}_p\right)}}{\left|\mathbf{r} - \mathbf{r}_p\right|^2}, \tag{6}$$

где суммирование проводится по всем точечным источникам *p*, $\tau(\mathbf{r}, \mathbf{r}_p)$ – оптическая длина, определяемая согласно выражению:

$$\tau\left(\mathbf{r}, \mathbf{r}_p\right) = \int_0^{\left|\mathbf{r} - \mathbf{r}_p\right|} \Sigma_t^g \left(\mathbf{r} - s \frac{\mathbf{r} - \mathbf{r}_p}{\left|\mathbf{r} - \mathbf{r}_p\right|}\right) ds. \tag{7}$$

Для численной реализации выражения (7) в программе ODETTA используется алгоритм трассировки лучей. На основе решения (6) формируется источник первого столкновения и используется в уравнении для рассеянной компоненты, которое решается стандартным способом в $S_N$-приближении. Метод последнего столкновения заключается в повторном использовании техники лучевой трассировки лишь с тем отличием, что в качестве источника излучения выступает источник рассеяния, сформированный из решения задач для рассеянной и нерассеянной компонент.

Программа ODETTA поддерживает интерфейс OpenMP [2] для проведения параллельных вычислений. Распараллеливание кода осуществляется по угловым направлениям.

Хранение основного объема расчетных данных осуществляется с использованием формата HDF5 [3].

Для построения неструктурированных тетраэдральных сеток и работы с CAD-моделями используется открытая интегрируемая платформа Salome [4].

Для постпроцессинга используется открытое программное средство VisIt [5].

Версия кода ODETTA 2.1 аттестована в Ростехнадзоре применительно к переносу нейтронного излучения в защитных композициях РУ БР, валидация выполнена на экспериментах из базы SINBAD [6]. На данный момент продолжается дополнительная верификация и валидация в части переноса фотонного излучения.

В качестве примера расчета радиационной защиты рассмотрим серию экспериментов К. Ueki (Nuclear Technology Division, Ship Research Division, Japan, 1992) по прохождению нейтронного излучения через различные защитные композиции, описание и результаты которых представлены в [7].

Схематическое расположение защитной композиции, нейтронного источника, коллиматора и детектора представлено на рис. 1.

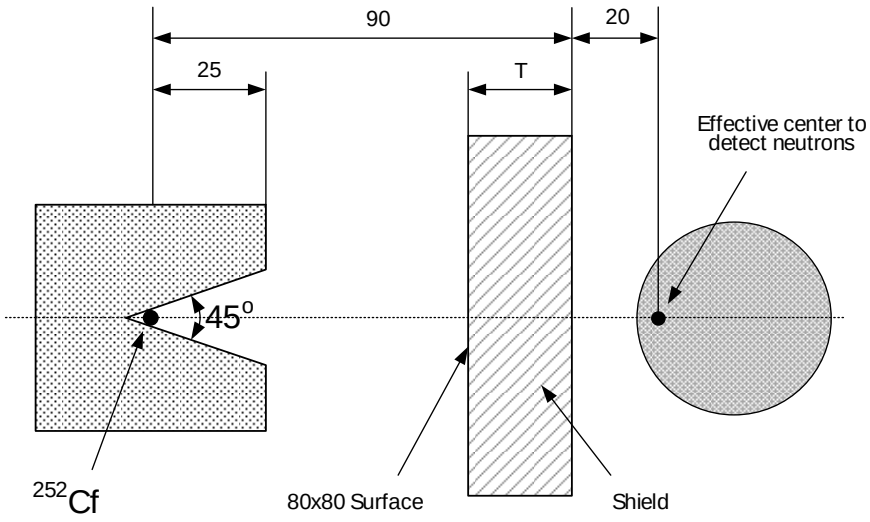



Рисунок 1 - Схема эксперимента Ueki

В качестве источника использовался $^{252}Cf$ источник нейтронов спонтанного деления, мощность которого составляла 4,05107 нейт.·с$^{-1}$. Источник помещен в центр

коллиматора 50×50×50 см из парафина с конусным вырезом. Спектральное распределение источника приближенно принималось равным:

$$N(E) = 0.3732 \cdot \exp(-0.88E) \cdot \sinh\left(\sqrt{2.0E}\right), \quad (8)$$

где $E$ – энергия нейтронов в МэВ.

Защитные композиции устанавливались между коллиматором и детектором. Толщина защитного слоя увеличивалась в ходе эксперимента по направлению к источнику, расстояние между поверхностью защиты и центром детектора было фиксировано и равно 20 см. В качестве материала защиты использовался графит. Нуклидный состав материалов приведен в табл. 1.

Таблица 1 - Материальный состав конструкционных элементов расчетной модели

| Конструкционный материал | Нуклид | Ядерная концентрация, ядер/(барн·см) |
|---|---|---|
| Парафин ( = 0,93 г/см$^3$) | C | $3{,}8418 \cdot 10^{-2}$ |
| | H | $7{,}9908 \cdot 10^{-2}$ |
| Воздух | N | $3{,}5670 \cdot 10^{-5}$ |
| | O | $4{,}2300 \cdot 10^{-6}$ |
| Графит ( = 1,74 г/см$^3$) | C | $8{,}3433 \cdot 10^{-2}$ |

Проведено моделирование 7 конфигураций в зависимости от толщины защитной композиции (от 0 до 30 см). В ходе расчетов вычислялась мощность эквивалентной дозы в позиции детектора. Сравнение результатов проводилось как с экспериментальными данными, так и с результатами расчетов по программному комплексу Scale 6.2.3 [8]. С целью исключения влияния на результаты сравнения расчеты по обеим программам проводились с одинаковой многогрупповой библиотекой scale.rev10.xn27g19v7.0, которая содержит 27 нейтронных групп. Расчеты по коду ODETTA проводились в $S_{32}$-приближении. Анизотропия рассеяния учитывалась в $P_3$-приближении. Для всех конфигураций расчетная сетка состояла из ~$10^5$ тетраэдров со средним объемом ячейки ~8,0 см$^3$ и сгущением сетки в окрестности источника. Расчетная сетка не включала область детектора, для вычисления показаний которого использовался метод последнего столкновения, тем самым уменьшив общее количество расчетных ячеек и сократив время расчета. Метод первого столкновения использовался для возможности корректного моделирования точечного источника. Однако устранения «лучевого» эффекта удалось

добиться только после увеличения порядка угловой квадратуры. На рис. 2 приведено пространственное распределение плотности полного потока нейтронов в $S_{32}$ (слева) и $S_{16}$ (справа) приближениях. Как видно из рис. 2, в случае $S_{16}$-приближения «лучевой» эффект наблюдается на поверхности защитного слоя.

Источник нейтронов задавался по формуле Уатта с параметрами $a$ = 1,025 и $b$ = 2,926.

В табл. 2 представлены результаты расчетов мощности эквивалентной дозы по программе ODETTA и комплексу Scale 6.2.3 с коэффициентами перевода плотности потока в мощность дозы из стандарта ANSI-77 [8].

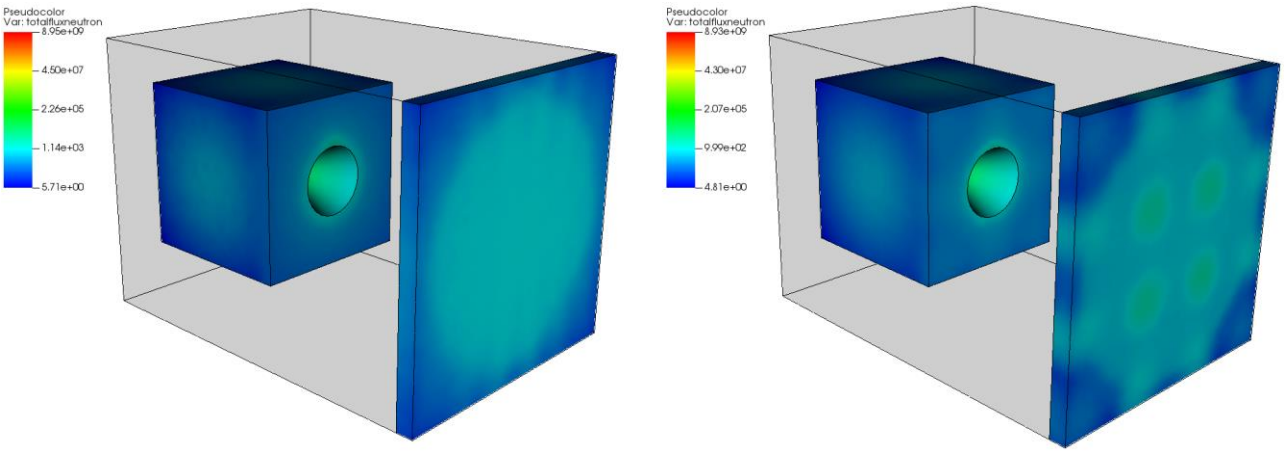



Рисунок 2 - Пространственное распределение плотности полного потока нейтронов

Таблица 2 - Мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч

| Толщина защиты, см | Scale | | ODETTA | |
|---|---|---|---|---|
| | Значение | Стандартное отклонение, % | Значение | Относительное отклонение от Scale, % |
| 0 | 515 | 0,1 | 516 | 0,2 |
| 5 | 386 | 0,2 | 377 | -2,3 |
| 10 | 287 | 0,3 | 285 | -0,7 |
| 15 | 211 | 0,3 | 207 | -1,9 |
| 20 | 150 | 0,3 | 147 | -2,0 |
| 25 | 104 | 0,3 | 103 | -1,0 |
| 30 | 71 | 0,3 | 70 | -1,4 |

Из табл. 2 следует, что результаты по программе ODETTA согласуются с результатами по комплексу Scale в пределах от -2,3% до 0,2%.

Доступные экспериментальные результаты приводятся в виде коэффициентов ослабления мощности дозы:

$$\varepsilon = \frac{H(T)}{H(0)}, \qquad (9)$$

где $H(0)$ – мощность эквивалентной дозы в отсутствие защиты,

$H(T)$ – мощность эквивалентной дозы при толщине $T$, см защиты.

Информация об экспериментальных погрешностях отсутствует. В табл. 3 приведены экспериментальные и расчетные коэффициенты ослабления мощности дозы.

Таблица 3 - Экспериментальные и расчетные коэффициенты ослабления мощности дозы, отн.ед.

| Толщина защиты, см | Эксперимент | Scale | | ODETTA | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | Значение | Относительное отклонение от эксперимента, % | Значение | Относительное отклонение от эксперимента, % |
| 5 | 0,7217 | 0,7495 | 3,9 | 0,7306 | 1,2 |
| 10 | 0,5261 | 0,5573 | 5,9 | 0,5523 | 5,0 |
| 15 | 0,3649 | 0,4097 | 12,3 | 0,4012 | 9,9 |
| 20 | 0,2532 | 0,2913 | 15,0 | 0,2849 | 12,5 |
| 25 | 0,1705 | 0,2019 | 18,4 | 0,1996 | 17,1 |
| 30 | 0,1126 | 0,1379 | 22,4 | 0,1357 | 20,5 |

Из табл. 3 следует, что коэффициенты ослабления по программе ODETTA и комплексу Scale согласуются в пределах от -2,5% до -0,9%. При этом наблюдается удовлетворительное согласие с экспериментальными данными (до 20,5%). Отличие от эксперимента связано с тем, что:

– экспериментальные данные представлены в графическом виде (в линейно-логарифмическом масштабе);

– неизвестны экспериментальные погрешности;

– в расчетах по программе ODETTA и комплексу Scale использовалась 27-групповая библиотека.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Березнев В.П., Белов А.А., Колташев Д.А. Использование методов первого и последнего столкновения в программе ODETTA при решении задач радиационной защиты // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы – 2021 – 1 – с. 15-24.

2. M. Hermanns. Parallel Programming in Fortran 95 using OpenMP. School of Aeronautical Engineering, Spain, 2002.

3. URL: https://www.hdfgroup.org/solutions/hdf5/

4. A. Ribes and C. Caremoli, "Salomé platform component model for numerical simulation," COMPSAC 07: Proceeding of the 31st Annual International Computer Software and Applications Conference, pages 553-564, Washington, DC, USA, 2007, IEEE Computer Society.

5. H. Childs, E. Brugger, B. Whitlock et al. VisIt: An End-User Tool For Visualizing and Analyzing Very Large Data. In High Performance Visualization – Enabling Extreme-Scale Scientific Insight, 2012, pp. 357–372.

6. URL: https://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/NEA-1517/

7. K.Ueki and A.Ohashi "Neutron Shielding Ability of KRAFTON N2 ¬– Mannan – KRAFTON N2 Sandwich-Type Material and Others." Proceedings of New Horizons in Radiation Protection and Shielding Topical Meeting. April 26 – May 1, 1992. Pasco, WA (1992).

8. B. T. Rearden and M.A. Jessee, Eds., SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.3, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (2018). Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834.

9. American National Standard, Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose Rate Factors, ANSI/ANS-6.1.1-1977 (1977).

# АВТОМАТИЗИРОВАННЫЙ ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ РАСЧЁТА НУКЛИДНЫХ СОСТАВОВ И СПЕКТРОВ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ АКТИВИРОВАННЫХ НЕЙТРОННЫМ И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЕМ МАТЕРИАЛОВ

Мокшанов Н.А.

*АО «ГНЦ РФ - ФЭИ им. А.И.Лейпунского»*

В ходе решения различных задач, связанных с облучением материалов нейтронами и гамма-квантами, таких как расчет радиационной защиты и обоснование радиационной безопасности объектов использования атомной энергии (хранилища твэл, боксы окисления топлива, защитные контейнеры, ускорители заряженных частиц и т.д.) возникает необходимость расчёта активностей радионуклидов, образующихся в результате взаимодействия излучения с веществом, а также их радиационных характеристик.

Существует множество программных комплексов, рассчитывающих радиационные характеристики наведённой нейтронами активности и продуктов деления. В частности, в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» используется программный комплекс КАМОД-К [1].

С расширением круга задач возникла необходимость учёта наведённой гамма-излучением активности.

В данной работе демонстрируются возможности автоматизированного программного комплекса, состоящего из ПК MCNPX [2], ПК КАМОД-К и модуля написанного на языке Python, который позволяет соединить эти программные комплексы. Объединение возможностей комплексов позволяет использовать геометрический и расчётный блок MCNPX (возможности которого ограничиваются расчётом только мгновенных скоростей наработки активационных нуклидов без возможности исследования изменения их во времени) и математический блок КАМОД-К, где происходит расчет радионуклидного состава, активности и гамма-спектра каждого радионуклида в зависимости от времени облучения и выдержки. Полученный радионуклидный состав облучённого материала и спектральные характеристики гамма-излучения затем передаются в MCNP для расчета радиационной обстановки.

Для верификации разработанного автоматизированного программного комплекса были проведены расчеты наведённой активности вольфрамового конвертора, применяемого в эксперименте по облучению конвертора пучком электронов с энергией 10 МэВ и током ускорителя 16 мкА

## Цель работы

Для решения задач, связанных с облучением материалов нейтронами и гамма-квантами, таких как расчёт радиационной защиты, необходимо знать эволюцию нуклидного состава и спектров излучения материалов.

Разработанный программный комплекс:

- Расширяет возможности ПК «КАМОД-К» - позволяет проводить расчёт нуклидного состава для гамма-активированных материалов, путём использования MCNP
- Упрощает подготовку входных файлов для MCNP
- Автоматизирует процесс расчёта радиационных характеристик с помощью ПК «КАМОД-К».

Программный комплекс позволяет:

- Сократить процесс расчёта до нескольких секунд даже для самых сложных задач (с множеством материалов и времён облучения и выдержки)
- Исключить человеческий фактор – неминуемые ошибки.

## СОСТАВ АВТОМАТИЗИРОВАННОГО КОМПЛЕСА

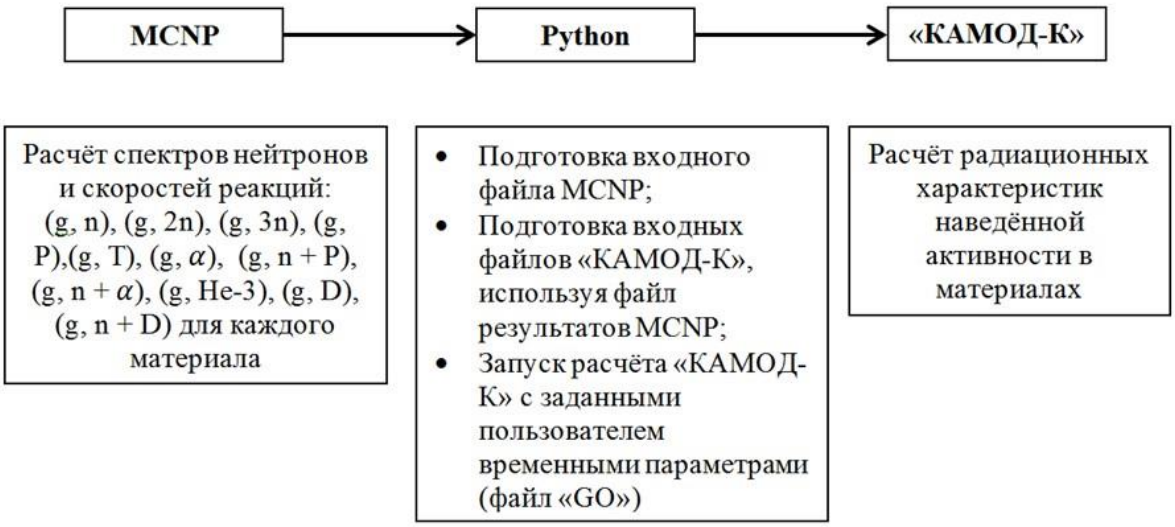
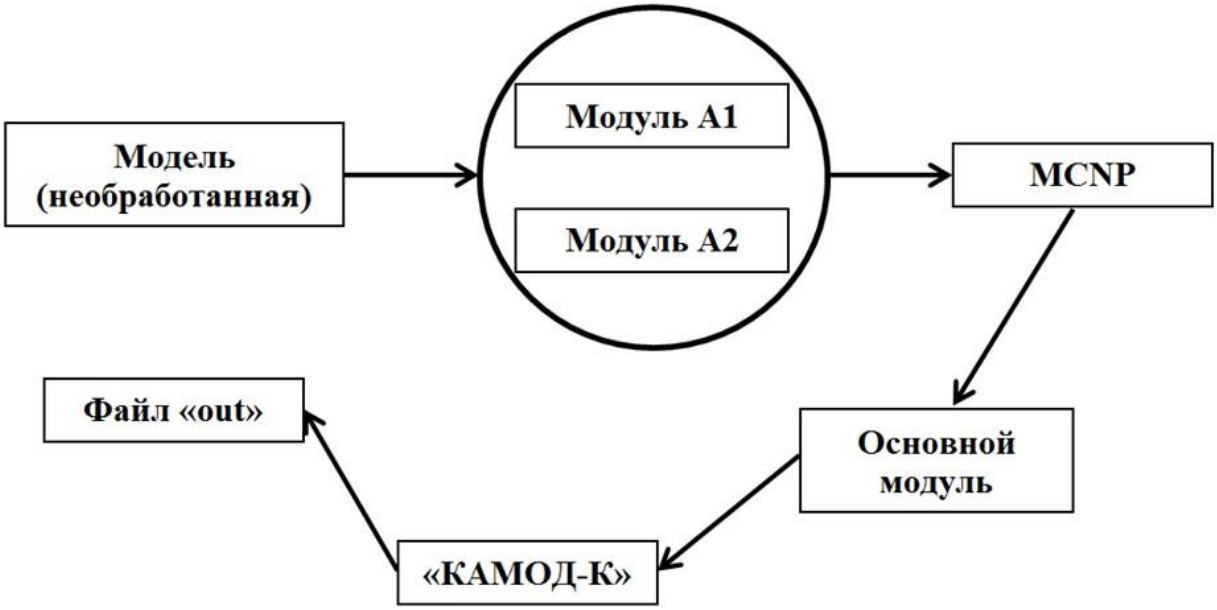
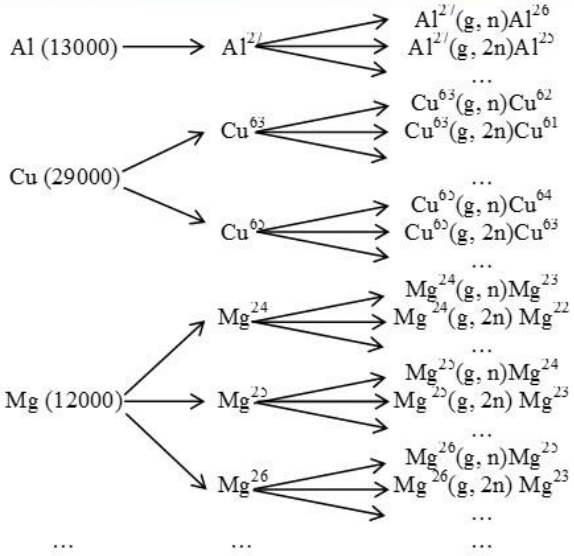



Рисунок 1 – Схема и назначение основных блоков автоматизированного ПК

## СХЕМА ПЕРЕДАЧИ ИНФОРМАЦИИ



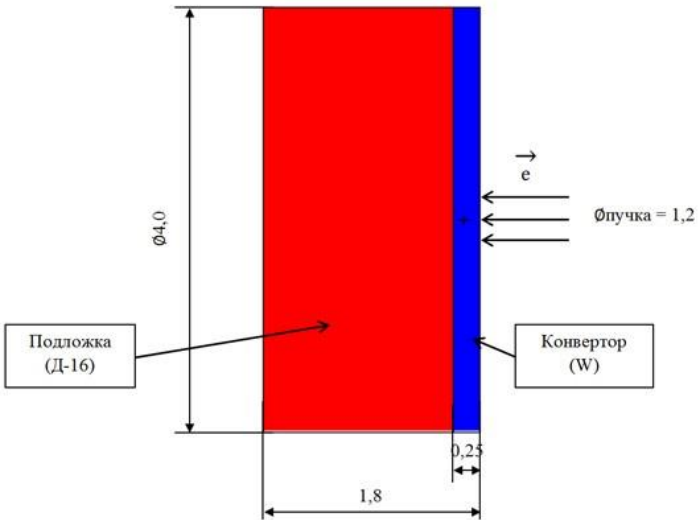

## ОСНОВНОЙ МОДУЛЬ




Каждый материал, который описан в модели MCNP, разбивается на нуклиды и для каждого нуклида вычисляются скорости реакций: (g, n), (g, 2n), (g, 3n), (g, P),(g, T), (g, $\alpha$), (g, n + P), (g, n + $\alpha$), (g, He-3), (g, D), (g, n + D).

## ЭКСПЕРИМЕНТ

Для верификации разработанного автоматизированного программного комплекса были проведены расчеты наведённой активности вольфрамового конвертора, применяемого в эксперименте по облучению конвертора пучком электронов с энергией 10 МэВ и током ускорителя 16 мкА.




Расчёт скоростей наработки и нейтронных спектров производился в MCNPX, т.к. присутствует конверсия электронов в конверторе – MCNP5 не может работать с электронами.

## СРАВНЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЁТА С ЭКСПЕРИМЕНТОМ

| Изотоп | $T_{1/2}$ | Активность мишени эксп., Бк | Активность мишени расч., Бк | Сравнение: 1-(Арасч/Аэксп), % |
|---|---|---|---|---|
| Вольфрамовый конвертор | | | | |
| 72-Hf-178 | 4,00 с | - | 7,65E+00 | - |
| 72-Hf-180 | 5,519 ч | - | 2,86E+00 | - |
| 73-Ta-179 | 665,0 сут | - | 3,49E+04 | - |
| 73-Ta-182 | 114 сут | 1.00E+03 | 1,06E-01 | 100 |
| 74-W -179 | 37,5 м | 3.00E+05 | 1,52E+05 | 50 |
| 74-W -179 | 6,70 м | 7.40E+04 | 1,51E+05 | -104 |
| 74-W -181 | 121,2 сут | 7.50E+07 | 2,88E+07 | 62 |
| 74-W -183 | 5,17 с | - | 9,27E+07 | - |
| 74-W -185 | 75,1 сут | 1.50E+08 | 1,51E+08 | -1 |
| 74-W -185 | 1,67 м | 2.00E+05 | 1,62E+08 | -81142 |
| 74-W -187 | 23,9 ч | 3.70E+05 | 1,63E+05 | 56 |
| 75-Re-187 | 4,3E+10 лет | - | 1,78E-06 | - |
| Сумма | | 2.26E+08 | 4,36E+08 | -93 |
| Дюралюминий (Д-16) | | | | |
| 12-Mg- 27 | 9,46 м | - | 1,25E+01 | - |
| 13-Al- 28 | 2,2407 м | 1.30E+04 | 2,04E+04 | -57 |
| 14-Si- 31 | 2,62 ч | - | 1,11E+00 | - |
| 23-V - 52 | 3,75 м | - | 5,45E-04 | - |
| 25-Mn- 54 | 312,16 сут | - | 3,05E-04 | - |
| 25-Mn- 56 | 2,579 ч | 6.50E+02 | 6,27E+02 | 4 |
| 26-Fe- 55 | 2,68 лет | - | 3,05E+00 | - |
| 26-Fe- 59 | 44,496 сут | - | 5,79E-01 | - |
| 27-Co- 62 | 1,5 м | - | 3,69E-07 | - |
| 27-Co- 62 | 13,91 м | - | 9,93E-06 | - |
| 28-Ni- 63 | 100,1 лет | - | 3,66E-01 | - |
| 29-Cu- 64 | 12,703 ч | 6.70E+03 | 5,05E+03 | 25 |
| 29-Cu- 66 | 5,10 м | 2.20E+03 | 1,09E+03 | 51 |
| Сумма | | 2.26E+04 | 2,72E+04 | -21 |

# ВЫВОДЫ

- Разработанная методика и объединённый автоматизированный комплекс программ позволяют рассчитывать изотопный состав с заданными временами облучения и выдержки, в разы сократив время обработки результатов расчёта и избежав совершения случайных ошибок.
- Проведенное сравнение расчётного и экспериментально полученного нуклидного состава облученного вольфрамового конвертора, показали удовлетворительное согласие с экспериментальными данными.

# СОВРЕМЕННЫЕ ПОДХОДЫ К ЧИСЛЕННОМУ ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКОМУ МОДЕЛИРОВАНИЮ В ЗАДАЧАХ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Капырин И.В.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Одним из наиболее существенных аспектов безопасности ОИАЭ является потенциальное воздействие объектов на подземные воды. Он является ключевым для пунктов захоронения и хранения РАО, а также выводимых из эксплуатации путем захоронения на месте ОЯН, и существенным для объектов, на которых возможны утечки загрязненных вод в окружающую среду. Численное гидрогеологическое моделирование является основным инструментом оценки безопасности ОИАЭ в части потенциального загрязнения подземных вод. Среди наиболее сложных объектов, требующих гидрогеологического моделирования, следует упомянуть функционирующие более 50 лет в России ПГЗ ЖРО («Железногорский», «Северский», «Димитровградский») и проектируемый ПГЗРО на участке Енисейский в Красноярском крае. Основные сложности численного моделирования для объектов атомной отрасли на сегодняшний день связаны со следующими факторами:

– Необходимостью выполнения прогнозов на сверхбольшие времена, определяемые периодом потенциальной опасности объектов. Период моделирования может составлять сотни тысяч и даже миллион лет;

– Взаимовлиянием множества физических и химических процессов, происходящих как в геологической среде, так и в инженерных барьерах безопасности (ИББ);

– Необходимостью обеспечения достаточной точности расчетов и оценки неопределенностей результатов расчета;

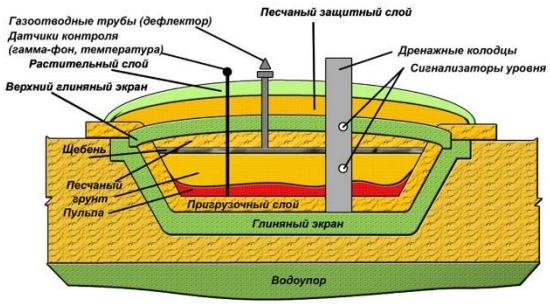
– Сложностью строения геологических сред (в особенности, трещиноватых) и самих объектов.

Эти трудности являются основными стимулами к развитию расчетных кодов гидрогеологического моделирования, они продиктовали фактически произошедший переход на новые вычислительные технологии: использование неструктурированных локально сгущающихся сеток, параллельные расчеты. На этих технологиях основан расчетный код GeRa, обеспечивающий на сегодняшний день широкие возможности

моделирования: фильтрации в различных постановках (насыщенно-ненасыщенной, напорно-безнапорной, двухфазной); массо- и теплопереноса с учетом химических взаимодействий, плотностной конвекции, двойной пористости сред и многих других эффектов. Отличительной особенностью GeRa является интегральный подход, т.е. возможность решения задачи оценки безопасности от начала до конца: от построения геологической модели по данным полевых изысканий и решения фильтрационной и миграционной задач до оценки доз для населения и неопределенностей (последнее – с помощью программы MOUSE).

Ориентируясь на опыт разработки и аттестации GeRa, анализ иных разработок (AMANZI, MOFLOW-USG, PFLOTRAN) и потребностей отрасли, можно сказать, что дальнейшие усовершенствования расчетных кодов связаны с развитием моделей фильтрации и переноса в трещиноватых средах, мультифизичных моделей, которые позволят учесть динамику эволюции ИББ и выщелачивания радионуклидов, моделей со сложными химическими взаимодействиями в системе вода-порода и биологическими процессами. Наличие в России богатого опыта эксплуатации различных ЯРОО должно обеспечить уникальные исходные данные для построения и верификации этих моделей.

## Приповерхностные объекты




Приповерхностный пункт захоронения РАО

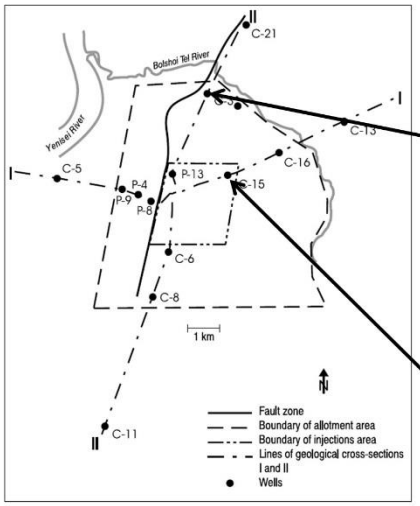
Хвостохранилище

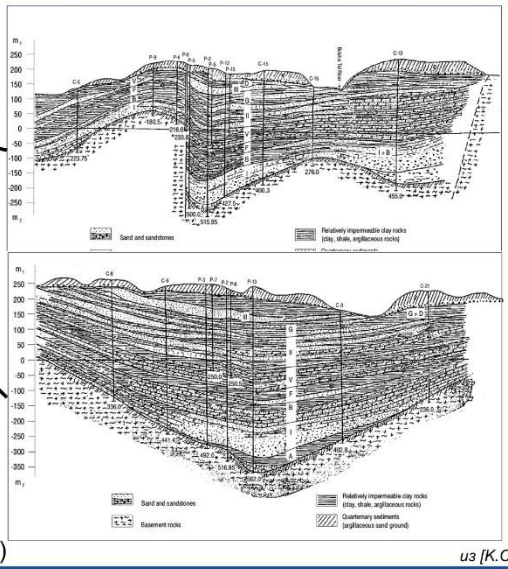
Особенности:

- фильтрация в насыщенно-ненасыщенном режиме;
- сильная неоднородность параметров.



## Полигоны закачки жидких РАО (ПГЗ ЖРО)



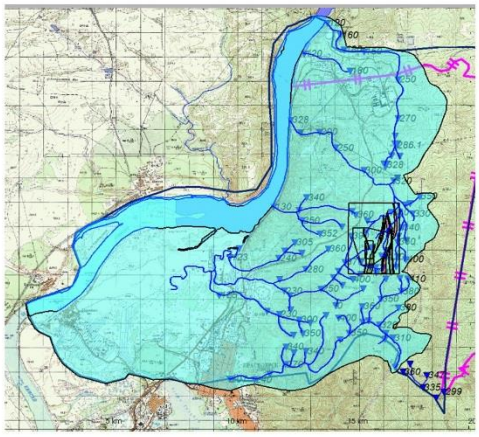

- Сложная геологическая структура: разлом, выклинивание слоев;
- Существенно переменные плотность и температура растворов;

Полигон «Северный» (Красноярский край)

*из [K.Compton, V.Novikov, F.Parker, 2000]*

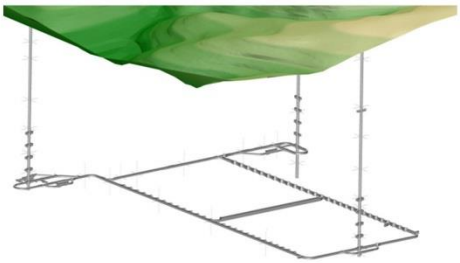
www.ibrae.ac.ru

## Пункт глубинного захоронения РАО на участке «Енисейский» (проект, Красноярский край)



Площадка размещения и границы модели

Проект подземной исследовательской лаборатории

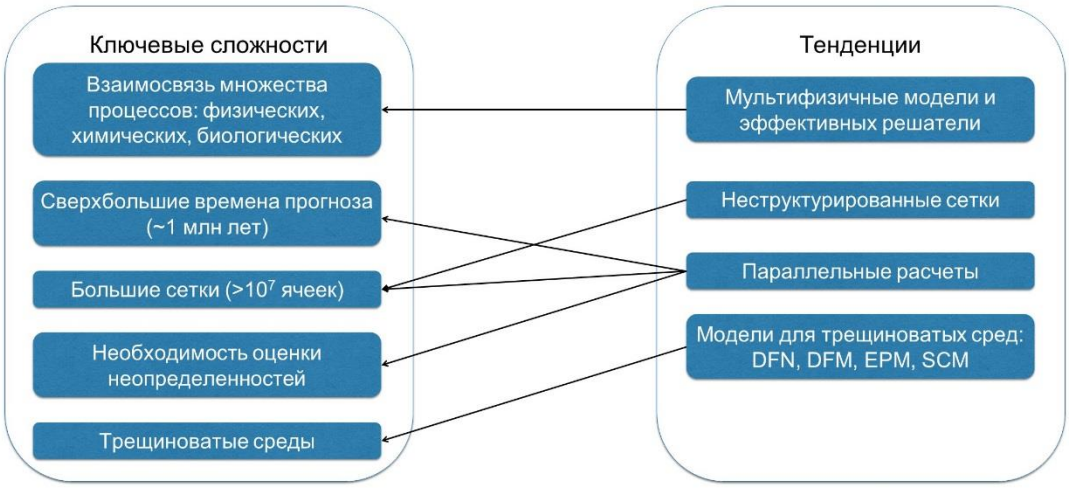


- Трещиноватая среда (гнейс).
- Большое время прогноза (~1 млн лет).
- Большие неопределенности в параметрах, граничных условиях, сценарии развития.



## Роль гидрогеологических кодов в ОДБ

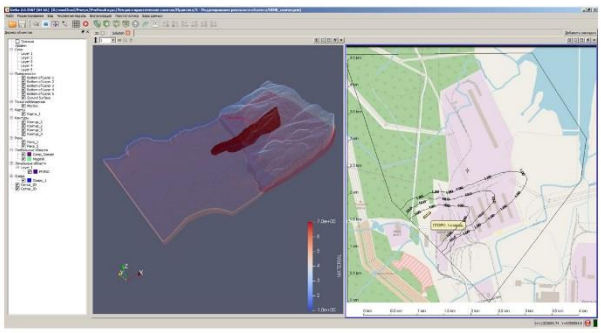
## Тенденции развития гидрогеологических кодов






## Расчетный код GeRa

**GeRa – программный комплекс трехмерного гидрогеологического моделирования, разработанный ИБРАЭ РАН и ИВМ РАН для эффективного решения задач геофильтрации и геомиграции загрязнений в подземных водах**



Интерфейс GeRa

**Основные моделируемые процессы**

1. **Фильтрация** (напорно-безнапорный режим, ненасыщенная, двухфазная);
2. **Адвективно-диффузионно-дисперсионный массоперенос** (в гомогенной и двупористой средах);
3. **Геохимия** (по изотермам и с расчетом реакций);
4. **Цепочки радиоактивного распада**;
5. **Плотностная конвекция**;
6. **Теплоперенос, тепловыделение** при радиоактивном распаде;
7. **Тепловая конвекция** с переменной вязкостью растворов;
8. **Поверхностный сток**

## Распространение кода GeRa

Федеральная служба
по экологическому, технологическому и атомному надзору
(Ростехнадзор)

ЭКСПЕРТНЫЙ СОВЕТ ПО АТТЕСТАЦИИ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ
ПРИ РОСТЕХНАДЗОРЕ

АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ
ПРОГРАММНОГО СРЕДСТВА

Регистрационный номер 443 от 17 апреля 2018 года

Настоящий аттестационный паспорт устанавливает назначение и область применения программного средства

«Программа для трёхмерного геофильтрационного и геомиграционного моделирования» (GeRa/V1),

которые указаны в разделе 2 приложения к настоящему аттестационному паспорту.

Аттестационный паспорт предоставлен

Федеральному государственному бюджетному учреждению науки Институту проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН)

Юридический адрес: 115191, Россия, г. Москва, ул. Б. Тульская, 52.

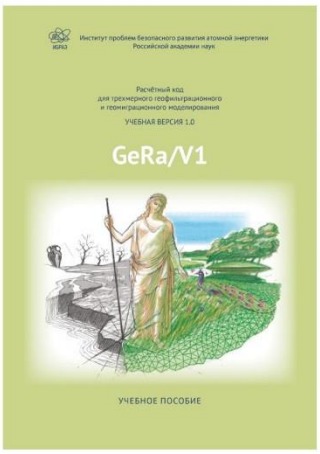
*Настоящий аттестационный паспорт действует при соблюдении условий Приложения, являющегося его неотъемлемой частью.*

Срок действия настоящего аттестационного паспорта: до 17 апреля 2023 года

Председатель экспертного Совета по аттестации программных средств при Ростехнадзоре, канд. техн. наук С.Н. Богдан

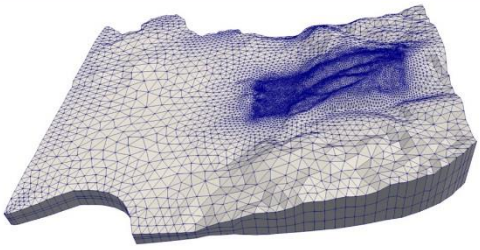
ETSON

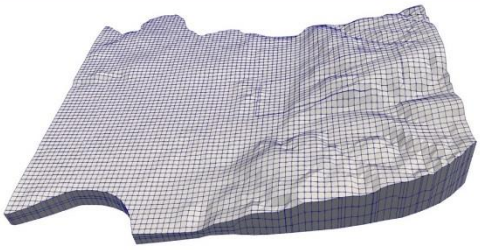
- Аттестация для использования при обосновании безопасности ОИАЭ.
- Кросс-верификация по отношению к кодам MODFLOW-MT3DMS, FEFLOW, VS2DT, Traces.
- Совместный бенчмаркинг с IRSN (Франция, код Melodie).
- Передача в сторонние организации (5 коммерческих лицензий, 3 некоммерческих).
- Учебные курсы (2017, 2019, 2020, 2021).
- Моделирование реальных объектов: ОАО «СХК», ФГУП «ГХК», ФГУП «ПО «Маяк»», Белоярская АЭС, полигон «Северный», ПГЗРО и др.

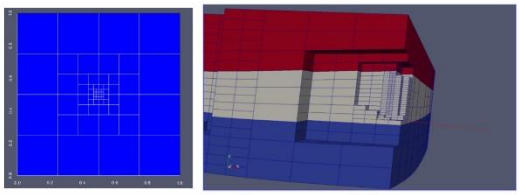





## Встроенные генераторы адаптивных неструктурированных сеток





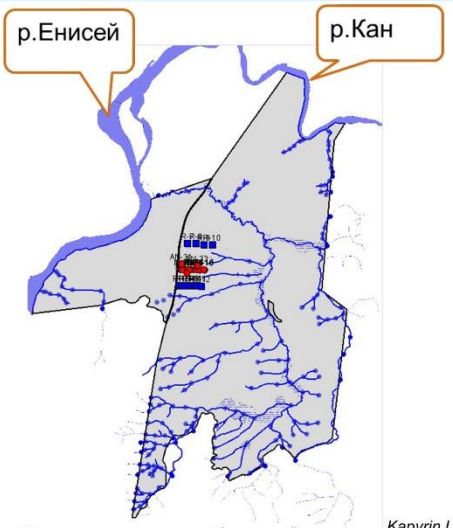


Треугольно-призматические сетки:
- Сгущение-разгрубление в плоскости X-Y;
- Робастность (стабильность работы).

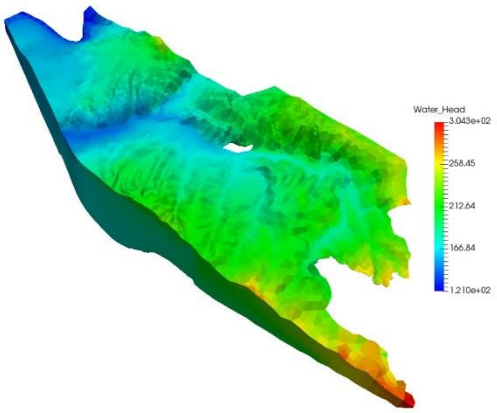
Гексаэдральные сетки:
- 3D-сгущение к объектам;
- «Скалывание» ячеек вдоль границ и контуров.

# Примеры моделирования

## Оценка эффекта плотностной конвекции на полигоне «Северный»




Расчетная область



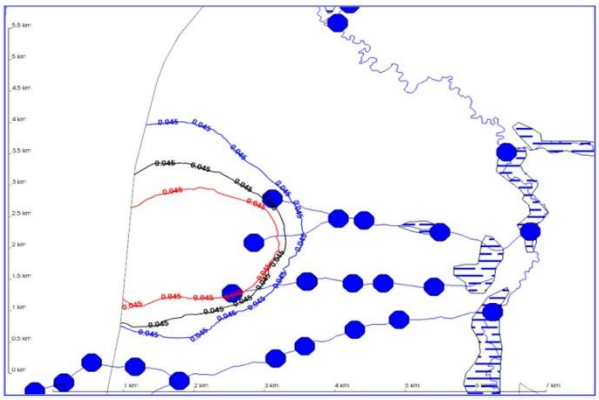

3D модель: напор справа от разлома

*Kapyrin I. V. Assessment of density driven convection effect on the dynamics of contaminant propagation… //Journal of Computational and Applied Mathematics. – 2021. – Vol. 392.*

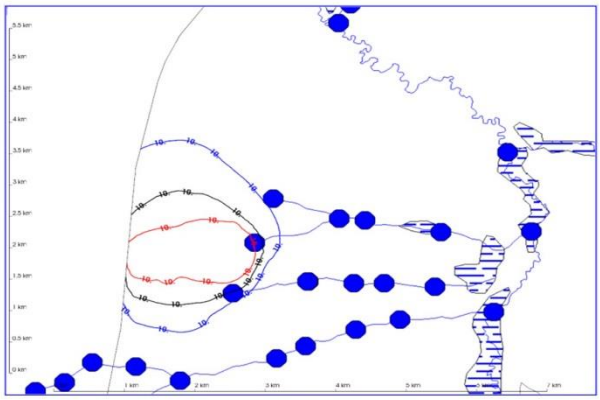
www.ibrae.ac.ru

## Результаты – $NaNO_3$ в глубоком горизонте, 50 лет закачки

C=0.045 г/л



C=10 г/л

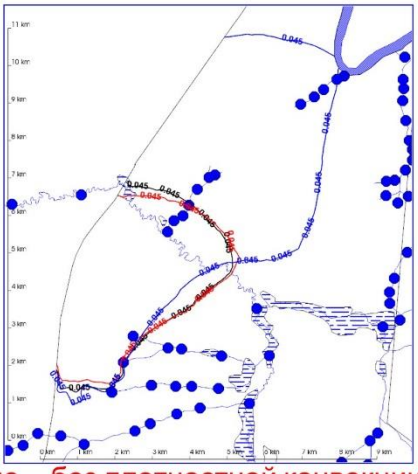


красные – без плотностной конвекции, черные – с плотностной конвекцией, синие – без двойной пористости.

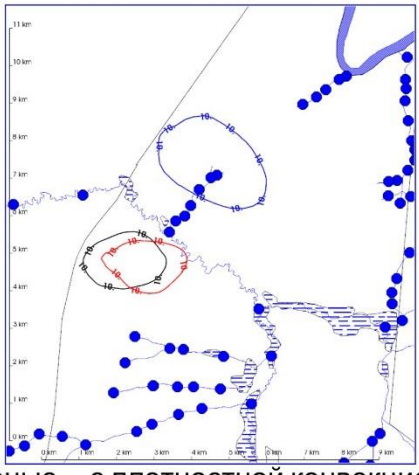
www.ibrae.ac.ru

## Результаты – $NaNO_3$ в глубоком горизонте, 1000 лет закачки

C=0.045 г/л



C=10 г/л

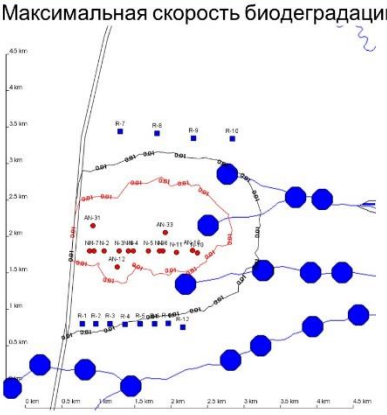


красные – без плотностной конвекции, черные – с плотностной конвекцией,
синие – без двойной пористости.

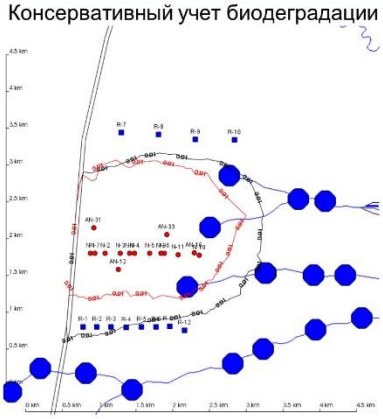


## Оценка эффекта биодеградации нитрат-иона на полигоне «Северный»

Максимальная скорость биодеградации



Консервативный учет биодеградации



Расчетные ореолы 0.01 г/л $NO_3$ в I горизонте на 2010 год : черные – без учета нитратредукции, красные – с нитратредукцией

Процесс нитратредукции приводит к очистке вод горизонта от нитрат-иона и изменению сорбции радионуклидов.

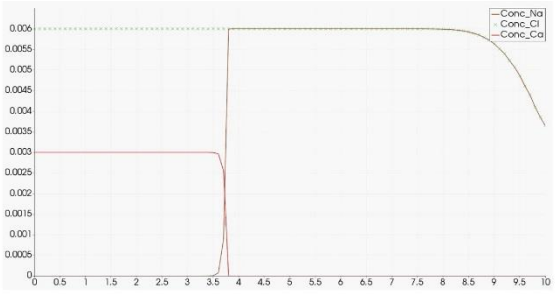
## Перенос с химическими взаимодействиями: подходы в GeRa

- Постоянный Kd (изотермы Генри, Ленгмюра, Фрейндлиха).
- Kd зависит от концентрации основной компоненты.
- Расчет химического равновесия в каждой ячейке на каждом шаге по времени: сопряжение с PHREEQC (схема расщепления либо итерационное сопряжение переноса и химии).

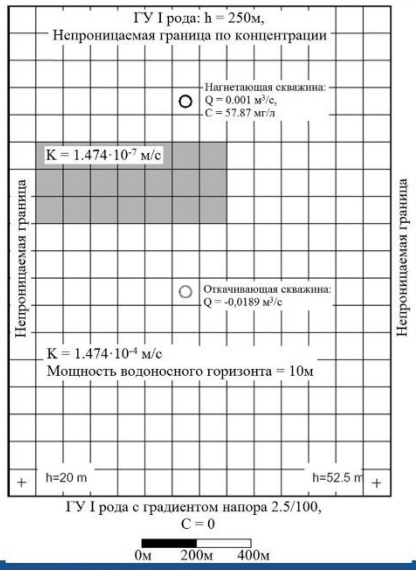


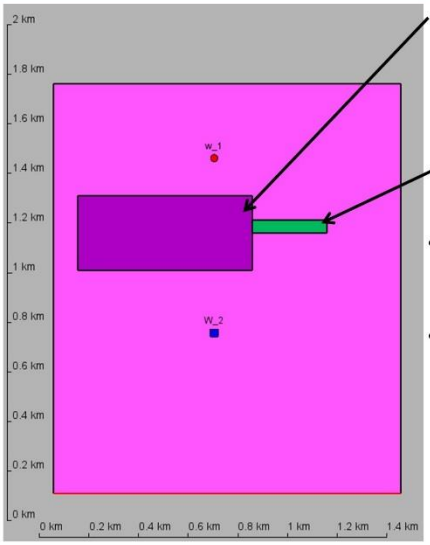
## Простой тест: моделирование умягчения жесткой воды в колонке

- Жесткая вода содержит соли Ca и Mg.
- Частое решение: колонны с ионообменной смолой.
- Замещение Ca и Mg на Na.



## Проницаемый реакционный барьер: постановка задачи



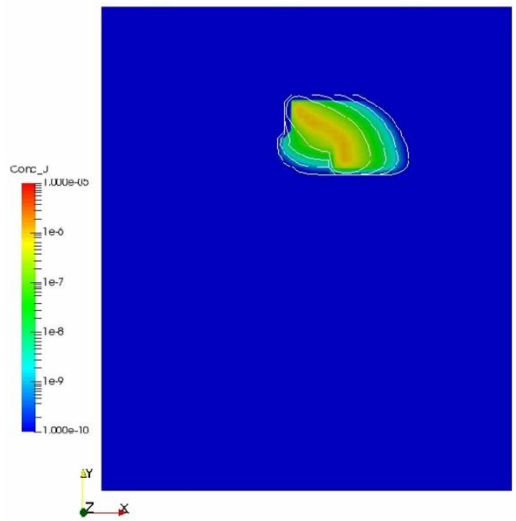

Слабопроницаемая зона

ПРБ

- В нагнетательную скважину закачивается урансодержащий раствор.
- В качестве ПРБ может быть использовано металлическое железо.

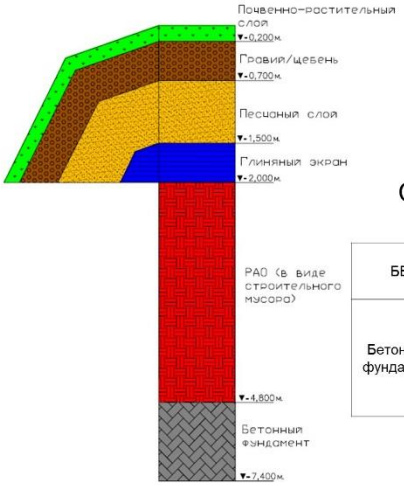


## Проницаемый реакционный барьер: моделирование



## Моделирование ближней зоны (БЗ) в GeRa

Схематический разрез БЗ

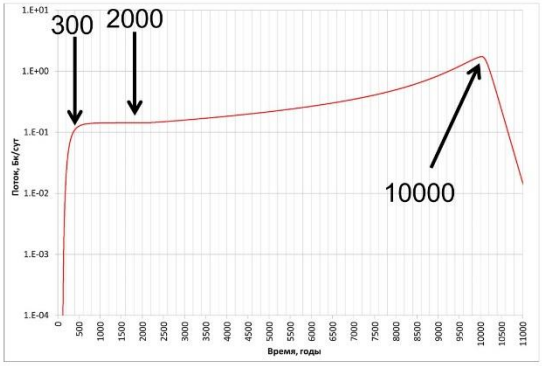



Динамика изменения свойств барьеров безопасности:

- ✓ Переменное инфильтрационное питание.
- ✓ Переменное значение коэффициента фильтрации.
- ✓ Переменное значение коэффициента распределения ($K_d$).

Стадии деградации бетона

| ББ | Стадия | Год | Коэффициент распределения, $м^3/кг$ |
|---|---|---|---|
| Бетонный фундамент | I | 0 | 0,4 |
| | II | 300 | 3 |
| | III | 2000 | 5 |
| | IV | 10000 | 0,005 |

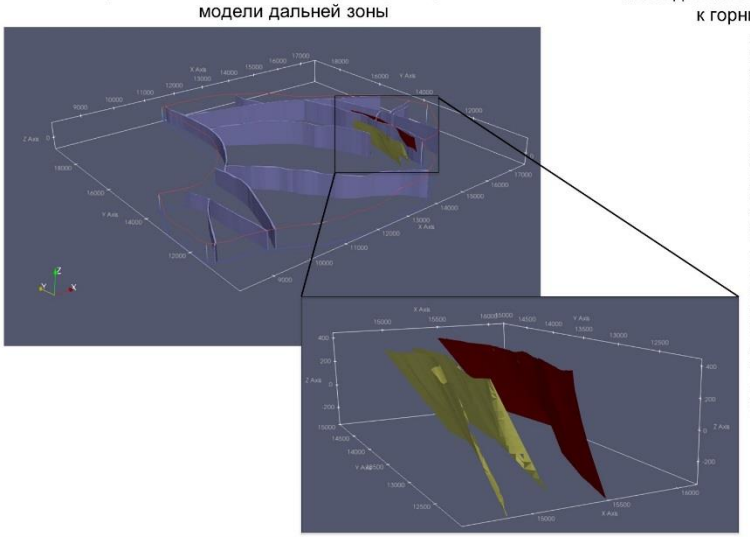



Динамика выхода радионуклида из БЗ

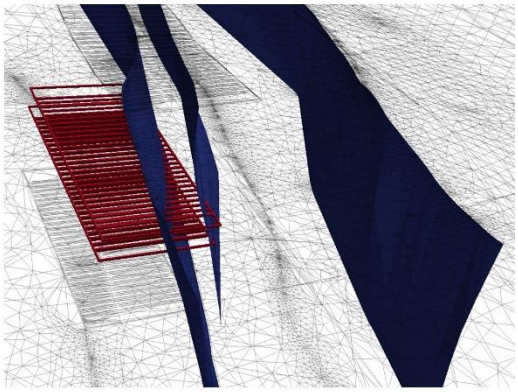


## Применение DFM модели к расчетам в дальней зоне ПГЗРО на участке Енисейский

Учет разломов третьего порядка на фильтрационной модели дальней зоны



Исследование влияния разрывных нарушений на величину водопритока к горным выработкам (одна из концепций захоронения)



Итог: поток из разломов 3-го порядка в 2 раза выше, чем из порового пространства.



- Мультифизичные модели, в т.ч. с учетом деградации барьеров, сложной химии, биологии.
- Модели фильтрации и переноса в трещиноватых средах.
- Повышение эффективности решения нелинейных задач.
- Разработка методов оценки достоверности результатов с учетом неопределенностей исходных данных и погрешностей расчетов.
- Использование уникального российского опыта эксплуатации ОЯН, матриц иммобилизации РАО, ИББ.

# СИСТЕМА КОДОВ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ РАСЧЕТОВ АТМОСФЕРНОГО ПЕРЕНОСА ДЛЯ ЗАДАЧ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЯРОО В СЛОЖНЫХ ОРОГРАФИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ

Киселёв А.А.

*ФГБУН ИБРАЭ РАН, Москва*

Уровень технологического развития за последние годы открыл широкие возможности применения улучшенных численных моделей атмосферной дисперсии для задач обоснования безопасности, возможности которых позволяют учесть более детально физические процессы, такие как неоднородность атмосферных течений, локальные осадки, влияние рельефа на распространения выброса, не стационарность источника выброса и др. В свою очередь это позволяет более корректно учесть специфику расположения площадки объекта [1,2,3] и окружающей территории при формировании стратегии защиты населения, оптимизации системы мониторинга [4] (в том числе для обоснования применимости новых методов[5]), подтверждения безопасности при оценке радиологического воздействия при нормальной эксплуатации и в случае аварий.

Для задач аварийного реагирования такие усовершенствованные подходы используются уже более 30 лет [6], однако в обосновании безопасности, спецификой которого является необходимость построения огибающих [7,8,9], например, предложенным в МПА-98[10] способом, практическое использование такого подхода до настоящего времени представляло техническую сложность. Это главным образом связано с тем, что требования к вычислительным ресурсам для уточненных расчетов на один-два порядка выше, поскольку должны быть учтены многолетние метеорологические данные. Тем не менее коды развиваются и от упрощенных методов, реализованных в таких кодах, как ПРОЛОГ (ИБРАЭ, РФ), RISKZONE (АЭП, РФ), ARANO (VTT, Финляндия), MACCS (SNL, США) и промежуточных в коде РОМ (ИБРАЭ, РФ) практически полностью осуществлён переход к детализированным. Так новое поколение кодов, которые позволяют проводить расчеты с использованием многолетних трехмерных метеорологических полей, построенных с применением численных моделей прогноза погоды: SOPRO (ИБРАЭ РАН, РФ), JRODOS (Европа), ARGOS (Дания, Европа), C3X (IRSN, Франция), MACCS/HYSPLIT (SNL, США). Такие коды более сложны, ресурсоемки, однако позволяют снять ограничения на однородность области расположения объекта, снять ограничения на моделируемые расстояния, учесть

динамические характеристики выброса, учесть влияние локальных условий на распространение [3] и осаждение примеси, обеспечить моделирование доз облучения со всеми международными правилами [11,12] и др.

В настоящем докладе приведены результаты разработки системы кодов SOPRO для проведения расчетов атмосферного переноса, покрывающего в виде единой связанной методологии расчетного обоснования безопасности решение следующих задач:

– Прогноз радиологического воздействия при нормальной эксплуатации;

– Моделирование доз для населения для ПООБ, ВАБ и радиологических рисков;

– Моделирование аппаратурных спектров детекторов с учетом динамики прохождения облака и его распределения в пространстве;

– Обоснование количества и мест размещения АСКРО;

– Проведение ансамблевых расчетов для задач оценки последствий в условиях аварий с радиационным фактором [13].

В основе методологии лежат исследования применимости трехмерных метеорологических полей для построения воспроизводимых значений огибающей, полученной по многолетним метеорологическим рядам [14,15,16], где показана устойчивость результатов при моделировании огибающих с уровнями обеспеченности 95 и 99,5 процентов при использовании от 1 до 10-летней истории метеорологических наблюдений, а также определены погрешности, связанные с недобором статистики. Кроме этого, детализированный сравнительный анализ показал [17], что при описании пространственного распределения прогнозируемых характеристик область действия классических моделей ограничена 10–15 км от объекта. Таким образом применение упрощенных подходов для задач установления зон планирования защитных мероприятий, в соответствии с новыми концепциями, где область моделирования должна составлять как минимум 100 км [18, 19, 20], представляется не обоснованным. На рисунке 1 приведена картограмма прогнозируемых доз облучений, полученная с уровнем обеспеченности 95 процентов, построенная с использованием данных измерений метеорологических параметров и с использованием трехмерных метеорологических полей, а на рисунке 2 приведена зависимость корреляции пространственных данных, полученных с использованием упрощенного подхода и трехмерных метеорологических рядов.

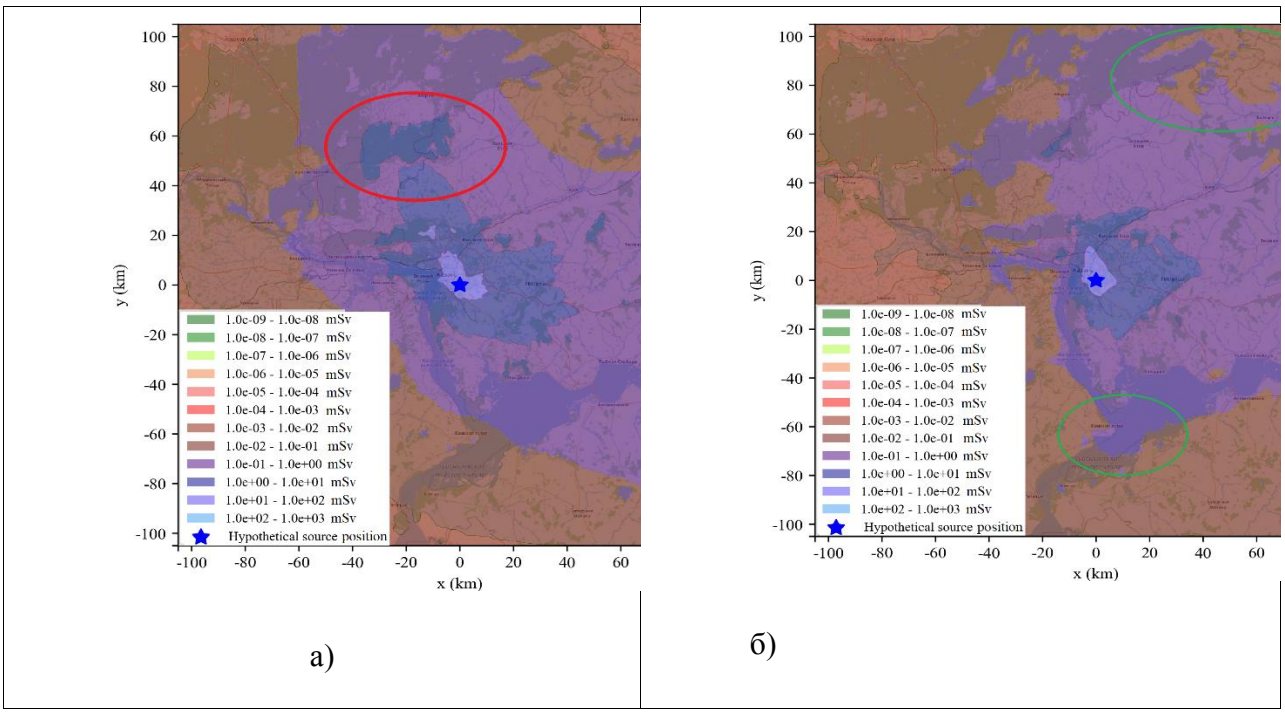



Рисунок 1 - Огибающие для значений эффективной дозы, построенные на основе многолетних данных с метеорологической станции (а) и с использованием трехмерных метеорологических полей

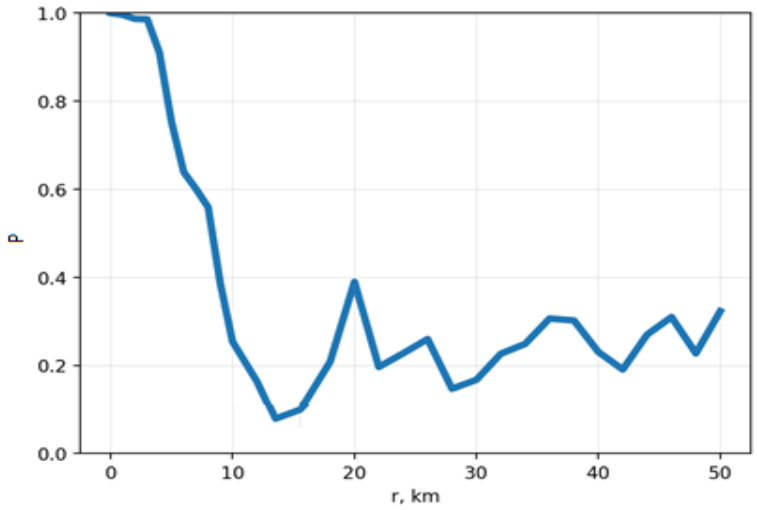
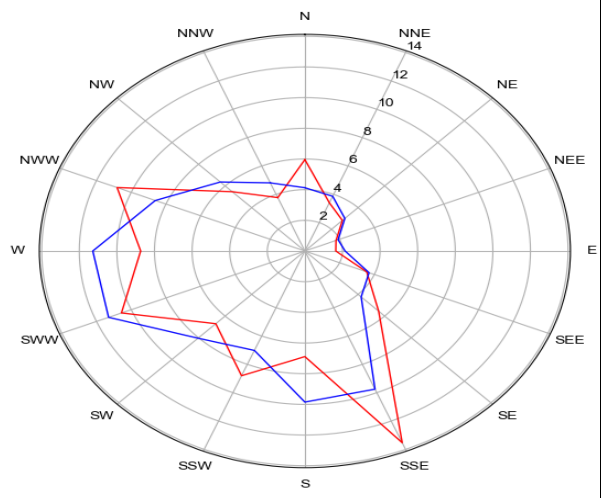



Рисунок 2 - Зависимость корреляции между расчетными значениями для огибающих по эффективной дозе, построенных с уровнем обеспеченности 95%

Адекватность воспроизведения метеорологической моделью наблюдаемых параметров подтверждается с использованием международных критериев. На рисунке 3 приведены розы ветров, построенные по расчетным (красная линия) и измеренным параметрам, а также результаты статистической обработки полученных метеорологических полей и соответствующие идеальные значения, полученные в идеальных условиях как ориентир для оценки качества.




а)

| Параметр¤ | Функция¤ | ·Результат·¤ | Кри |
|---|---|---|---|
| Скорость· ветра¤ | RMSE¤ | 1.59·м/с¤ | ≤·2·м |
| | Bias¤ | 0.47·м/с¤ | ≤·±·( |
| | IOA¤ | 0.80¤ | ≥·0.( |
| Направление¶ ветра¤ | Gross·Error¤ | 26.78·град.¤ | ≤·30 |
| | Bias¤ | 9.64·град.¤ | ≤·±· |

б)

Рисунок 3 - Огибающие для значений эффективной дозы, построенные на основе многолетних данных с метеорологической станции (а) и с использованием трехмерных метеорологических полей

Следующий важный аспект методологии – улучшенная модель атмосферного переноса SOPRO. Основной причиной реализации нового кода (со сменой технологической платформы) стали устаревшие подходы к разработке, которые не позволяли использовать код на суперкомпьютерах, системах под управлением OS Linux и, в частности Astra Linux, и в принципе на современных системах без нарушения их политики безопасности. Тем не менее, за основу была взята модель атмосферного переноса [6], которая была переработана и доведена до современного уровня:

– Кроссплатформенная реализация вычислительного ядра;

– Гибридная технология распределенных вычислений с общей памятью внутри ядра и с распределенной памятью для внешних циклов;

– Технология повторных расчетов с точными вычислениями для короткоживущих радионуклидов в выбросе;

– Технология групповых расчетов с их последующей сшивкой;

– Расширенная система дозиметрических моделей с альтернативной константной базой: по 60 публикации МКРЗ и по 103 публикации МКРЗ с возможностью расчета поглощенных, ОБЭ-взвешенных и эквивалентных доз на 6 референтных возрастных групп с разными периодами интегрирования после поступления в организм [11,12, 21];

– Улучшенные модели сухого и влажного осаждения для газов и аэрозолей, построенные как результат обобщения существующей константной базы по земной

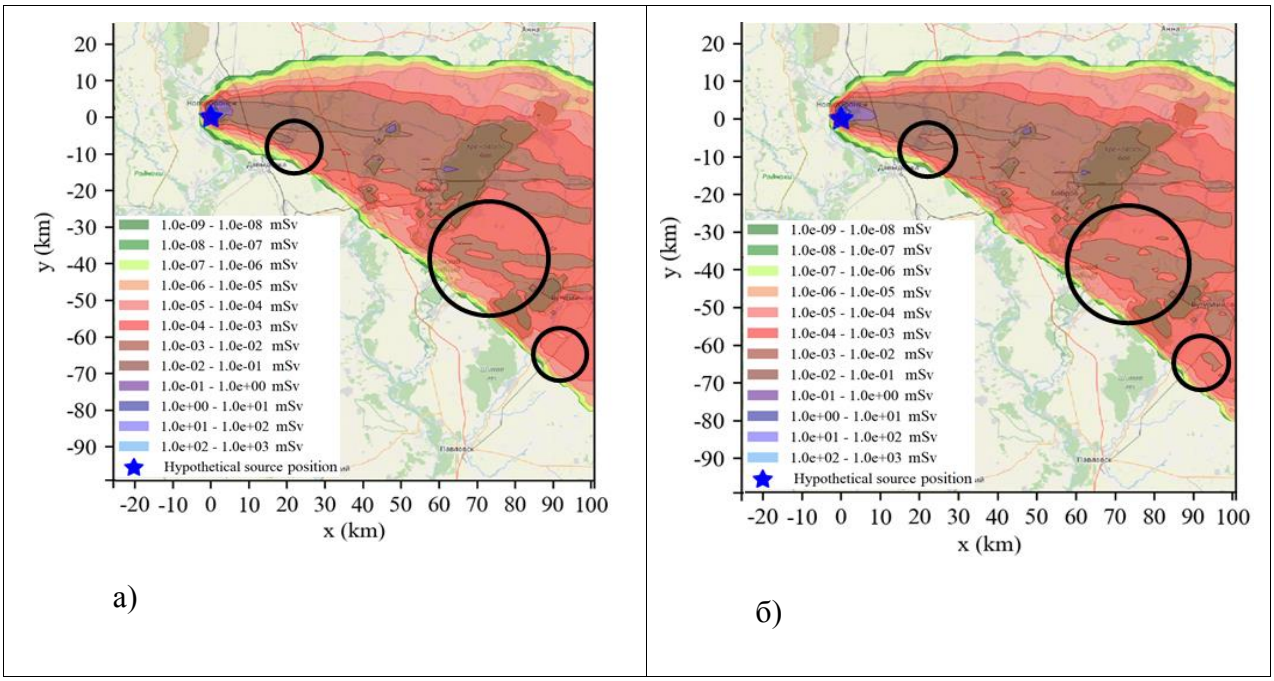
поверхности, моделей, использующихся в прогнозе качества воздуха, данных Чернобыльской аварии и данных аварии на АЭС Фукусима-1 и дополнения модулей оценки источника выброса возможностями для расчета гранулометрического состава (рисунок 4);

– Возможности вычисления концентраций в трехмерном пространстве для задач моделирования спектров от сложных выбросов с учетом динамики [22];

– Мультисеточность при моделировании в разных пространственных масштабах с возможностью комбинирования источников метеорологических данных (например, в ближней зоне – данные локальных измерений, в дальней – данные метеорологической модели);

– Неструктурированные сетки при расчете концентраций с большей детализацией вблизи источника и вблизи крупных населенных пунктов;

– Все нововведения включают в себя также результаты верификации.




Рисуонок 4 - Прогнозируемая эффективная доза, полученная с использованием табличных значений скоростей осаждения (а) и с использованием расчетных значений (б)

Технология проведения вариантных расчетов реализована в виде нескольких подпрограмм, ориентированных на разные практические задачи:

– Моделирование возможных доз на население при нормальной эксплуатации: расчет среднегодовых концентраций;

– Моделирование возможных последствий для проектных и запроектных аварий: построение выборки по метеорологическим условиям, исключение повторных расчетов, сшивка результатов, оценка доз облучения и построение огибающих по выборке (на

рисунке 5 приведен пример применения кодов SOPRO в сложных орографических условиях для модельной тяжелой аварии для фиктивной АЭС, расположенной в горном регионе на границе водораздела земля-суша, видно, что в условиях расположения площадки имеет место огибание сопки на юге и формирование загрязнения вдоль береговой линии);

– Обоснование размещения положений системы радиационного мониторинга: построение выборки по метеорологическим условиям, моделирование мощностей доз в динамике, построение карт вероятности фиксации системой датчиков минимально значимого для здоровья выброса;

– Ансамблевые расчеты, учитывающие стохастическую природу атмосферы, вариативность действий по управлению аварией и другие неопределенности различной природы.

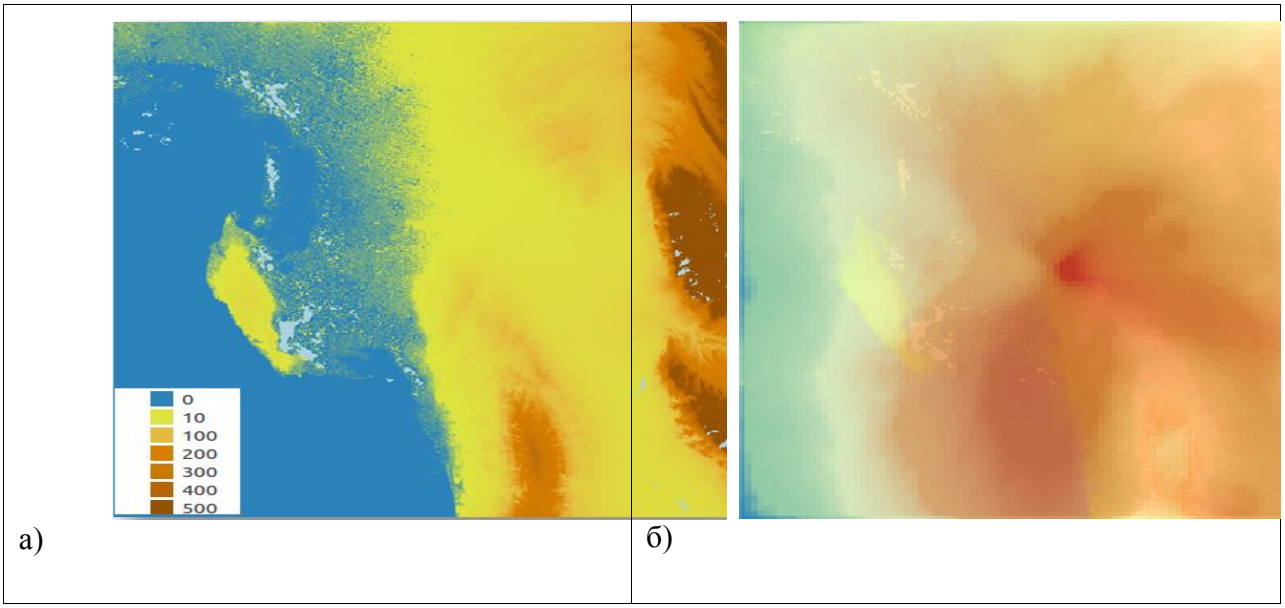



Рисунок 5 - Модельный расчет распределения прогнозируемой эффективной дозы (б) для фиктивной АЭС, расположенной в сложных орографических условиях (а)

В результате получена система кодов широкого спектра назначения, покрывающая все практические задачи, связанные с атмосферным переносом для целей обоснования безопасности ЯРОО. Сняты ограничения на построение огибающих с использованием трехмерных метеорологических полей, моделируются как интегральные показатели, так и дифференциальные (концентрация, мощность дозы, спектр). В условиях со сложными топографическими условиями такой подход является единственно верным при оценке пространственных характеристик, поскольку в этом случае движение воздушных масс и соответственно примеси не будет линейным, что характерно для гауссовых моделей распространения. Учтены уроки Чернобыльской аварии и аварии на АЭС Фукусима-1 с

учетом текущего уровня знаний о явлениях, процессах и релевантных моделях физических процессов. С учетом этого совершенствуются модели оценки источника выброса, которые помимо данных об интегральных характеристиках выброса позволяют оценить и массы по размерным группам выбрасываемых в атмосферу аэрозолей. К настоящему времени созданы модули для учета выхода через вентиляционные системы, за счет вторичного пылеподъема при разрушении зданий и сооружений, а также ведется разработка быстрого модуля для расчета параметров источника выброса в случае тяжелых аварий на АЭС.

## ЛИТЕРАТУРА


1. RODOS-based Simulation of Potential Accident Scenarios for Emergency Response Management in the Vicinity of Nuclear Power Plants, 12.09.2016 [Электронный ресурс]. – URL: https://doris.bfs.de/jspui/bitstream/urn:nbn:de:0221-2016091214084/3/BfS-SCHR-60-16.pdf (дата обращения 26.09.2021).

2. Rossi J., Ilvoinen M. Dose estimates at long distances from severe accidents VTT-R-00589-16 VTT, 2016, pages 41.

3. V. B. Morozov, A. E. Kiselev, A. A. Kiselev, K. S. Dolganov, D. Yu. Tomashchik & S. N. Krasnoperov (2020) Issues of Safety Assessment of New Russian NPP Projects in View of Current Requirements for the Probability of a Large Release, Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2020.1767998.

4. Размещение постов автоматизированной системы контроля радиационной обстановки вокруг атомных станций, Методика МТ 1.1.4.02.999.1720-2020.

5. Бакин Р.И., Киселев А.А., Ильичев Е.А., Шведов А.М. Задача моделирования аппаратурных спектров гамма-излучения от облака радиоактивного выброса на АЭС в рамках развития концепции гибридного мониторинга. Радиация и риск, 2021 (в редакции).

6. Труды ИБРАЭ РАН. Вып. 9: Моделирование распространения радионуклидов в окружающей среде, ИБРАЭ. –М., 2008.– с. 229.

7. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР [Текст] НП-006-16: утв. постановл. Фед. службы по экол., технол.и атомному надзору 13.02.2017, ввод. в действие с 23.05.2017.

8. NRC Regulatory Guide 1.145 – Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants. Rev.1. 1982. – 15 p.

9. YVL C.4 Assessment of radiation doses to the public in the vicinity of a nuclear facility, 15.3.2019 [Электронный ресурс]. – URL: https://www.stuklex.fi/en/ohje/YVLC-4 (дата обращения 05.07.2019).

10. Методические указания по расчету радиационной обстановки в окружающей среде и ожидаемого облучения населения при кратковременных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу. МПА-98. Минатом России, М., 1998.

11. Арутюнян Р.В.и др. Константное обеспечение для расчёта доз облучения населения. обзор//Радиация и риск. – 2018. – Т. 27. – №. 3. – С. 91-103.

12. Арутюнян Р.В.и др. Об использовании дозовых коэффициентов в программных комплексах оценки и прогнозирования радиационной обстановки при аварийных ситуациях//Радиация и риск. – 2019. – Т. 28. – №. 1. – С. 92-102.

13. R.I. Bakin et al. (2020): Application of ensemble method to predict radiation doses from a radioactive release during hypothetical severe accidents at Russian NPP, Journal of Nuclear Science and Technology, DOI: 10.1080/00223131.2020.1854879.

14. Alexey A. Kiselev, Sergey N. Krasnoperov, Ravil I. Bakin, Dmitry A. Pripachkin The concept and current status of the RELTRAN code development for safety justification of nuclear-legacy facilities and radioactive waste disposal sites for accident scenarios related to atmospheric emissions of radionuclides Proceedings of the International Conference on Radioecology and Environmental Radioactivity; Berlin (Germany); 3-8 September 2017, pp 62-63.

15. Ильичев Е.А. Сравнительный анализ пяти расчетных схем учета метеорологического фактора и представления источника для задач обоснования безопасности в части оценки воздействия на население Сборник трудов XX научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. Препринт /Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, сентябрь 2019, No IBRAE-2019-02).-М. ИБРАЭ РАН, 2019. – С. 83-87.

16. Ильичев Е.А. Анализ результатов расчетов возможных последствий для население запроектных аварий на АЭС с использованием трехмерной метеорологии. Доклад на конференции АО "НИКИЭТ" [Электронный ресурс]. – URL: https://pue8.ru/atomnaya-energetika/analiz-rezultatov-raschetov-vozmozhnyx-posledstvij-dlya-

naselenie-zaproektnyx-avarij-na-aes-s-ispolzovaniem-trexmernoj-meteorologii.html (дата обращения 26.09.2021).

17. Alexey A. Kiselev Second Research Coordination Meeting on the Effective Use of Dose Projection Tools in the Preparedness and Response to Nuclear and Radiological Emergencies. Доклад на международном совещании, WebEx (virtual), 28 June - 2 July 2021.

18. IAEA, 2013, Actions to Protect the Public in an Emergency due to Severe Conditions at a Light Water Reactor, EPR-NPP Public Protective Actions-2013, IAEA, Vienna.

19. Методика определения размеров зон планирования защитных мероприятий в случае аварии на атомной станции. МТ 1.2.5.05.0110-2012.

20. РБ-094-14. Минимизация радиационных последствий для населения и персонала при ликвидации последствий аварий на энергоблоках атомных электростанций разных типов. Методика оптимизации мер по защите населения и территорий.

21. Иванов В.К.и др. Оценка потенциальных радиологических рисков населения при реализации проекта «Прорыв» Госкорпорации «Росатом». Часть 2. Определение радиологического ущерба//Радиация и риск. – 2020. – Т. 29. – №. 4. – С. 48-68.

22. A new approach for modeling pulse height spectra of gamma-ray detectors during the passage of a radioactive cloud in a case of NPP accident. JNET 2021 – в редакции.

# ПРОЕКТ ЭНЕРГОБЛОКА БРЕСТ-ОД-300 В АСПЕКТЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В СРАВНЕНИИ С ДРУГИМИ СОВРЕМЕННЫМИ ПРОЕКТАМИ АЭС

А.Ю. Максимов[1], Э.Р. Гарифуллина[1], А.О. Ефимов[1], Р.О. Юдин[2], А.С. Фролов[2]

*[1]АО «Прорыв», г. Москва,*
*[2]АО «Атомэнергопроект», г. Москва*
*эл. почта: mayu@proryv2020.ru*

*Введение*

Проект опытно-демонстрационного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 в г. Северск является частью концепции создания новой технологической платформы атомной энергетики на основе быстрых реакторов и замыкания топливного цикла. Энергоблок БРЕСТ-ОД-300 [1] наряду с производствами ядерного топливного цикла (ЯТЦ), предназначенными для изготовления ЯТ для РУ БРЕСТ-ОД-300, переработки ОЯТ РУ БРЕСТ-ОД-300 и обращения с РАО, входит в состав опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) [2], имеющего целью своего создания проведение исследований, отработку и демонстрацию технологии выработки энергии с замкнутым ЯТЦ. Такая технология должна удовлетворять требованиям крупномасштабной атомной энергетики будущего. Сооружение энергоблока БРЕСТ-ОД-300 началось в 2021 году.

Энергоблок с РУ БРЕСТ-ОД-300 мощностью 300 МВт(эл) будет являться основой для разработки коммерческого энергоблока с РУ БР-1200 мощностью не менее 1200 МВт(эл), который будет входить в состав промышленного энергокомплекса [3].

В докладе рассмотрены общие характеристики проектов ВВЭР, БРЕСТ, влияющие на радиационную безопасность, сравнительное описание барьеров безопасности, аварийных сценариев, воздействий на население и персонал при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации. Для сравнения был принят проект Ленинградской АЭС-2, энергоблоки 1 и 2 с реакторами ВВЭР-1200 (АЭС-2006) [4,5].

**Общая характеристика особенностей проекта БРЕСТ-ОД-300**

Особенностями проекта энергоблока БРЕСТ-ОД-300, влияющими на радиационную безопасность персонала и населения и отличающими проект от

энергоблоков с водой под давлением (ВВЭР, PWR), составляющих основу мирового парка АЭС, являются [6]:

Интегральная компоновка реакторной установки. Активная зона, основное оборудование (парогенераторы, главные циркуляционные насосы, теплообменники расхолаживания) и первый контур находятся внутри массивного металлобетонного корпуса, что обуславливает сравнительно низкие дозы персонала при нахождении непосредственно рядом с РУ. Практически исключается возможность протечек теплоносителя.

Свинцовый теплоноситель первого контура. Радиационно-защитные свойства свинца снижают интенсивность гамма-излучения от реакторной установки. Отсутствие возможности кипения или горения теплоносителя (в отличие от быстрых реакторов с натриевым теплоносителем) снижает вероятность и тяжесть возможных аварий. Отсутствие в первом контуре РУ избыточного давления исключает нарушения нормальной эксплуатации с выходом за барьеры безопасности радиоактивных сред с высоким давлением и температурой.

Смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП) топливо. Особенностью РУ данного типа является использование СНУП-топлива, что предполагает специфические, сравнительно с реакторами ВВЭР, пути образования в ядерном топливе радионуклидов $^{3}H$ (образование определяется реакцией $^{14}N(n,^{3}H)^{12}C$) и $^{14}C$ (образуется при реакции $^{14}N(n,p)^{14}C$).

Свойства реакторной установки практически исключают ряд аварий, таких как разгон на мгновенных нейтронах или аварий с потерей теплоносителя.

**Сравнение физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду**

Безопасность э/б с РУ БРЕСТ-ОД-300, также как и э/б АЭС с ВВЭР обеспечивается за счет последовательной реализации концепции глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их эффективности, а также по защите персонала, населения и окружающей среды (п. 1.2.3 НП-001-15 [7]).

Сравнение физических барьеров приведено в таблице 1.

Таблица 1 - Сравнение физических барьеров

| Номер барьера | БРЕСТ-ОД-300 | ВВЭР (на примере АЭС-2006) |
|---|---|---|
| 1 | Топливная матрица | Топливная матрица |
| 2 | Оболочка твэла | Оболочка твэла |
| 3 | Граница контура теплоносителя реактора (внутренняя оболочка корпуса на основе двухслойного стального листа) | Граница первого контура |
| 4 | Герметичное ограждение реакторной установки: внешняя оболочка ограждающей конструкции корпуса блока реакторного в сочетании с герметизирующим листом над верхним торцом бетона, страховочные кожухи на трубопроводах, герметизирующая облицовка центрального зала и технологических помещений системы локализации течи парогенератора, ресиверов выдержки аргона, кольцевого зазора шахты блока реакторного | Герметичное ограждение - двойная защитная оболочка (внутренняя герметичная оболочка из преднапряженного бетона со стальной облицовкой, рассчитанная на давление до 0,5 МПа; внешняя оболочка, обеспечивающая защиту от внешних воздействий) |
| 5 | Биологическая защита (в том числе элементы корпуса блока реакторного) | Биологическая защита: корпус реактора, шахта реактора, железобетонные строительные конструкции и т.д. |

Как можно видеть, система физических барьеров БРЕСТ-ОД-300 полностью аналогична ВВЭР и соответствует п.1.2.4 НП-001-15. Аварийные сценарии БРЕСТ-ОД-300 не предполагают ситуаций с истечением теплоносителя первого контура с большим давлением и температурой (в силу использования свинцового теплоносителя и интегральной компоновки), герметизирующая облицовка рассчитана на давление, гораздо меньшее, чем в ВВЭР, что позволяет упростить конструктивные решения здания реактора.

**Сравнение доз при нормальной эксплуатации**

Выбросы из реакторного здания БРЕСТ-ОД-300 определяются выбросами из РУ. При расчетах консервативно принималось, что при НЭ все утечки из РУ выбрасываются в атмосферу без очистки на фильтрах систем вентиляции.

Дозы населения при нормальной эксплуатации БРЕСТ-ОД-300 были рассчитаны для следующих путей облучения [6]:

– - внешнего облучения от облака;

– - внешнего облучения от радиоактивного загрязнения поверхности земли (рассчитывалось консервативно без учета заглубления радионуклидов);

– - внутреннего облучения от вдыхания радионуклидов (ингаляционный путь);

– - внутреннего облучения от потребления пищевых продуктов, содержащих радионуклиды (пероральный путь).

Для расчета доз населения в проекте БРЕСТ-ОД-300 применялось аттестованное программное средство РОМ [8]. Для выполнения моделирования атмосферного переноса в качестве исходных данных использовались характеристики территорий, подготовленные на основе открытых источников данных: карты категорий землепользования, полученные на основе данных MODIS, рельеф – данные радарной топографической съемки, данные метеорологического мониторинга. Параметры источника выброса брались в соответствии с [6].

Аналогично, в проекте ЛАЭС-2 приведены дозы с учетом внешнего облучения от факела выброса и загрязненной поверхности, и внутреннего облучения от ингаляции и за счет потребления продуктов питания местного производства.

Расчеты доз для населения вокруг ЛАЭС-2 выполнялись с использованием Гауссовой модели рассеяния выбросов в атмосфере с учетом метеоусловий, характерных для района размещения ЛАЭС-2. При расчетах дозы при нормальной эксплуатации ЛАЭС-2 использовались результаты статистического анализа среднегодовых условий рассеяния и осаждения примесей в атмосфере с учетом застройки промплощадки.

Сравнительные значения проектных выбросов радионуклидов и соответствующих доз представлены в таблице 2.

Таблица 2 - Годовые выбросы и эффективные дозы от выбросов радионуклидов при нормальной эксплуатации

| Нуклид | БРЕСТ-ОД-300 | | ВВЭР (ЛАЭС-2, э/б 1, 2) в пересчете на 1 э/б | |
|---|---|---|---|---|
| | Активность выбросов, Бк/год* | Дозы, мкЗв/год | Активность выбросов, Бк/год | Дозы**, мкЗв/год |
| I-131 | 9,80E+08 | 8,29E-02 | 8,30E+07 | 2,00E-02 |
| I-133 | 1,90E+08 | 1,30E-04 | 1,50E+08 | - |
| I-135 | 3,30E+07 | 1,48E-07 | 1,20E+08 | - |
| Kr-88 | - | - | 4,80E+12 | 1,50E-01 |
| Kr-85 | 1,20E+12 | 8,36E-05 | 3,10E+11 | - |
| Xe-133 | 1,20E+12 | 4,64E-04 | 2,60E+11 | - |
| Xe-133m | 1,10E+10 | 3,94E-06 | - | - |

| Нуклид | БРЕСТ-ОД-300 | | ВВЭР (ЛАЭС-2, э/б 1, 2) в пересчете на 1 э/б | |
|---|---|---|---|---|
| | Активность выбросов, Бк/год* | Дозы, мкЗв/год | Активность выбросов, Бк/год | Дозы**, мкЗв/год |
| Xe-135 | 6,90E+10 | 2,14E-04 | 6,70E+12 | 3,00E-02 |
| Ar-41 | 1,40E+09 | 2,44E-05 | 4,80E+11 | - |
| C-14 | 8,00E+06 | 2,38E-05 | 3,00E+11 | 1,15E+00 |
| Cs-134 | 3,90E+07 | 1,58E-02 | 2,20E+07 | 1,95E-02 |
| Cs-137 | 1,10E+08 | 6,29E-02 | 3,30E+07 | 3,50E-02 |
| H-3 | 5,50E+14 | 2,18E+01 | 5,10E+12 | 4,25E-02 |
| Po-210 | 1,10E+06 | 1,44E-03 | - | - |
| Co-60 | - | - | 3,40E+04 | 4,25E-05 |
| Sr-90 | - | - | 6,50E+02 | 2,75E-07 |
| Сумма от всех нуклидов | | 22,00 | | 1,50 |
| * при расчете в качестве выбросов э/б принимались выбросы РУ без учета последующей очистки на фильтрах (консервативно);<br>** приведены дозы для основных дозоообразующих нуклидов | | | | |

Из данных, представленных в таблице 2, можно видеть, что проектные дозы от выбросов при нормальной эксплуатации АЭС определяются для БРЕСТ-ОД-300 тритием (вклад более 99%), а для ВВЭР – радиоуглеродом (вклад более 70%).

**Сводная характеристика БРЕСТ-ОД-300 и ВВЭР**

Параметры, характеризующие проектный уровень радиационной безопасности энергоблоков БРЕСТ-ОД-300 и ВВЭР, сведены в таблицу 3.

Таблица 3 – Параметры радиационной безопасности

| Величина | БРЕСТ-ОД-300 | ВВЭР (ЛАЭС-2, э/б 1, 2) |
|---|---|---|
| Установленная мощность эл, МВт | 300 | 1150 x 2 |
| Численность промышленно-производственного персонала, чел. | 316 (172 - целевая численность с учетом передачи ряда функций на уровень ОДЭК) | 1679 (на два блока) |
| Проектные годовые дозы при НЭ (критическая группа населения), мкЗв | 22,0 мкЗв | 1,5 мкЗв |
| Максимальная годовая коллективная доза для персонала, чел-Зв/год на блок | 0,5 (на основании аналога БН-600) | 1,4 |
| Максимальная проектная авария (МПА), тип | Разгерметизация ресивера выдержки защитного газа | Разрыв главного циркуляционного трубопровода первого контура |

| Величина | БРЕСТ-ОД-300 | ВВЭР (ЛАЭС-2, э/б 1, 2) |
|---|---|---|
| Дозы при МПА для населения | 0,12 мЗв/год | < 5 мЗв/год<br>< 0,5 мГр за первые 10 суток |
| Запроектная авария (ЗПА) с максимальными последствиями, тип | Разгерметизация трубы парогенератора с полным отказом на отключение вентиляции помещений СЛТП | Тяжелая запроектная авария (авария с потерей теплоносителя при большой течи первого контура с отказом активной части системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) высокого и низкого давления с дополнительным наложением полного обесточивания на 24 часа) |
| Дозы при ЗПА для населения | 0,65 мЗв / год<br>0,09 мГр за первые 10 суток | В пределах ЗПЗМ радиусом 12 км превышаются критерии НРБ-99/2009 [9] для следующих мероприятий: укрытие, йодная профилактика. За пределами ЗПЗМ возможно ограничение потребления местных продуктов питания |
| Мощность дозы при ЗПА (для персонала), | <1 мЗв/событие | На промплощадке < 1 мЗв/ч; на БПУ < 0,1 мЗв/ч (< 25 мЗв/событие) |
| Размер ЗПЗМ, км | 3 (установлена в ООБ аналогично АЭС ВВЭР-ТОИ)<br>0 (обосновано расчетом, что аварийные дозы в начальном периоде аварии не достигают уровня А принятия защитных мер по НРБ-99/2009) | 12 |

*Заключение*

В докладе рассмотрены основные сравнительные характеристики радиационной безопасности, обоснованные проектами энергоблоков БРЕСТ-ОД-300 и АЭС-2006 с реакторами ВВЭР. Показано, что существенные отличия в части доз персонала и населения при нормальной эксплуатации отсутствуют, оба проекта соответствуют требованиям норм радиационной безопасности. Имеющиеся отличия связаны как с различной стадией обоснования ВВЭР и БРЕСТ (что приводит к более консервативным

предпосылкам в последнем случае), так и с различиями в технологии реакторной установки, которые влияют на состав и количество выбросов. Учет особенностей площадки размещения также, очевидно, влияет на результаты расчетов доз облучения населения. Следует отметить, что менее серьезные последствия запроектных аварий в БРЕСТ связаны с обоснованным исключением из рассмотрения аварий с плавлением топлива [6].

Публикация подготовлена по результатам выполнения работ в Госкорпорации «Росатом» в рамках ПН «Прорыв.

ЛИТЕРАТУРА

1. V V Lemekhov, A V Petrenko and A V Yashkin 2020 Power unit with RP BREST-OD-300 J. Phys.: Conf. Ser. 1475 012013

2. A.G. Glazov, Y.S. Khomyakov, M.K. Gorbachev, L.P. Sukhanov On-Site Nuclear Fuel Cycle of “BREST”. Reactors International Journal of Energy and Power Engineering. – 2018. – Vol. 7, № 1. –P. 1–5.

3. Лемехов В.В., Моисеев А.В., Смирнов В.С., Уманский А.А., Салихов Р.Р., Саркулов М.К., Бажанов А.А., Жирнов А.П., Булкин С.Ю. Выбор основных характеристик перспективного коммерческого реактора со свинцовым теплоносителем БР-1200 // Научно-технический годовой отчет НИКИЭТ-2019. Сборник статей. Москва, Изд. АО «НИКИЭТ», 2019 г. С. 31-33

4. Проект ЛАЭС-2. Электронный ресурс: http://atomenergoprom.ru/u/file/npp_2006_rus.pdf (дата обращения: 01.06.2020).

5. Проектная документация ЛАЭС-2, энергоблоки 1 и 2. 2018 г.

6. Энергоблок с РУ БРЕСТ-ОД-300. Предварительный отчет по обоснованию безопасности.

7. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций НП-001-15.

8. Аттестационный паспорт программного средства №432 от 27.02.2018. Программа для расчета радиационной обстановки в мезомасштабе (за пределами промышленной площадки объекта использования атомной энергии). Версия 1.1 (РОМ).

9. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009.

# АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ ВЫВЕДЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ АТМОСФЕРЫ ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКИ ПРИ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЯХ С ПОМОЩЬЮ СПРИНКЛЕРНОЙ СИСТЕМЫ

Савекин С.С., Шмельков Ю.Б.

*НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва,*

Основа безопасности атомных станций – предотвращение и ограничение выхода радиоактивных продуктов деления за предусмотренные проектом границы и последствий их выхода в части воздействия на население, персонал и экономику. Обеспечение безопасности атомных станций осуществляется в том числе за счет использования систем безопасности.

Одной из таких систем безопасности является спринклерная система, которая помимо снижения давления в зоне локализации аварии и отвода тепла также используется для снижения концентрации радиоактивных веществ.

При авариях, в которых имеет место выход продуктов деления в защитную оболочку, радиоактивные ПД поступают в атмосферу защитной оболочки в трех формах: 1) Газообразная форма (радиоактивные благородные газы и органические соединения йода, преимущественно йодистый метил); 2) Неорганические соединения йода (преимущественно молекулярный йод); 3) ПД на аэрозолях. Важно отметить, что процесс выведения аэрозолей и газообразных форм йода (как молекулярного йода, так и йодистого метила) различен. Так, для йода процесс выведения осуществляется механизмами массопереноса в газовой и водяной (капля) средах, а выведение аэрозолей носит исключительно механический характер взаимодействия между частицами и каплей.

**Описание моделей**

Рассмотрим гипотетический случай, когда отсутствуют другие механизмы выведения аэрозолей из атмосферы защитной оболочки, за исключение улавливания каплями спринклерной системы. Также не будем учитывать полураспад изотопов, входящих в состав аэрозолей. Уравнение, описывающее выведение аэрозолей из атмосферы защитной оболочки, в такой постановке выглядит следующим образом:

$$\frac{dC_a}{dt} = -\lambda_a C_a \quad , \tag{1}$$

где $C_a$ – концентрация аэрозоля в атмосфере защитной оболочки, кг/м$^3$;

$\lambda_a$ – постоянная выведения аэрозоля [2], 1/с.

$$\lambda_a = \frac{3F \cdot h}{2D_{drop}V} \cdot E_a, \quad (2)$$

где $F$ – расход спринклерной системы, м$^3$/с;

$h$ – высота падения капли, м;

$E_a$ – суммарная эффективность улавливания аэрозолей;

$D_{drop}$ – диаметр капли, м;

$V$ – объем защитной оболочки, м$^3$.

Эффективность улавливания аэрозолей ПД при запроектных авариях определяется отдельными механизмами. Суммарная эффективность улавливания за счет действия этих механизмов выглядит следующим образом:

$$E_a = 1-(1-E_{aInert})(1-E_{aInter})(1-E_{aBrDiff})(1-E_{aDiff})(1-E_{aTherm}), \quad (3)$$

В уравнении (4):

$E_{aInert}$ – эффективность улавливания за счет инерционного взаимодействия частицы и капли. Инерционное взаимодействие характеризуется тем, что частицы могут пересекать линии тока капель за счет своей инерции. Эффективность этого процесса определяется функцией, параметром которой является число Стокса;

$E_{aInter}$ – эффективность улавливания за счет перехвата частицы каплей. В этом случае частицы будут перехвачены, если их радиус проходит через траекторию капель. Эффективность процесса определяется функцией, параметром которой является отношение диаметра частицы к диаметру капли;

$E_{aBrDiff}$ – эффективность улавливания за счет броуновской диффузии. Броуновская диффузия приводит к тому, что очень маленькие частицы сталкиваются с каплями за счет Броуновского движения. Эффективность этого процесса определяется функцией чисел Рейнольдса и Шмидта;

$E_{aDiff}$ – эффективность улавливания за счет диффузиофореза. При диффузиофорезе аэрозольные частицы попадают на капли спринклеров за счет конденсации пара на каплях.

$E_{aTherm}$ – эффективность улавливания за счет термофореза. При термофорезе температурные градиенты вызывают движение аэрозольных частиц к поверхностям конденсации. Однако, для типичных атмосферных условий в защитной оболочке при запроектных авариях (насыщенная парогазовая смесь) термофорез будет незначительным по сравнению с диффузиофорезом, вследствие чего им можно пренебречь [3].

Постоянная выведения в случае газообразного йода задается следующим образом $\lambda_I = \frac{F \cdot H \cdot E_I}{V}$, где $H$ – коэффициент распределения йода между жидкостью и газом, $E_I$ – эффективность улавливания газообразного йода.

Для газообразного йода эффективность улавливания определяется, согласно [1], как $E_I = 1 - \exp\left(-\frac{6k_{liq} \cdot t_e}{H \cdot D_{drop}}\right)$, где $D_{drop}$ – диаметр капли, м; $t_e$ – время падения капли, с; $k_{liq}$ – полный коэффициент массопереноса, рассчитанный по пленочной модели, м/с.

**Моделирование работы спринклерной системы**

Описанные выше механизмы (за исключением термофореза) были учтены при численном моделировании работы спринклерной системы с помощью кода МАВР-ТА [4] в экспериментах TOSQAN [5] и Spray Research Japan [6].

**Описание эксперимента TOSQAN**

TOSQAN - это экспериментальная программа, осуществляемая Институтом ядерной и радиационной безопасности Франции (IRSN) для проведения термогидравлических исследований защитной оболочки. Установка TOSQAN представляет собой большой корпус, предназначенный для моделирования типичных аварийных условий теплогидравлического потока в защитной оболочке ядерного реактора с водой под давлением (PWR).

Установка TOSQAN – закрытый цилиндрический объем, в который подается пар и аэрозольные частицы (рис.1). Пар подавался с помощью вертикальной трубы, находящейся в центральной части цилиндрического объема установки, создавая тем самым избыточное давление в объеме. В верхней части экспериментальной установки находятся спринклеры и система подачи аэрозолей. В качестве аэрозолей использовались частицы карбида кремния (SiC) с плотностью 3.2 г/см$^3$. Температура атмосферы определялась с помощью термопар, распределенных в разных областях экспериментальной установки по высоте. Концентрация аэрозолей в объеме экспериментальной установки определялась с помощью гранулометра WELAS. Для определения массы аэрозолей, собранной каплями воды, использовался мутнометр (турбидиметр). Интерферометрическая лазерная визуализация для определения размера капель (ILIDS) позволила определить размер капель спринклерной системы.

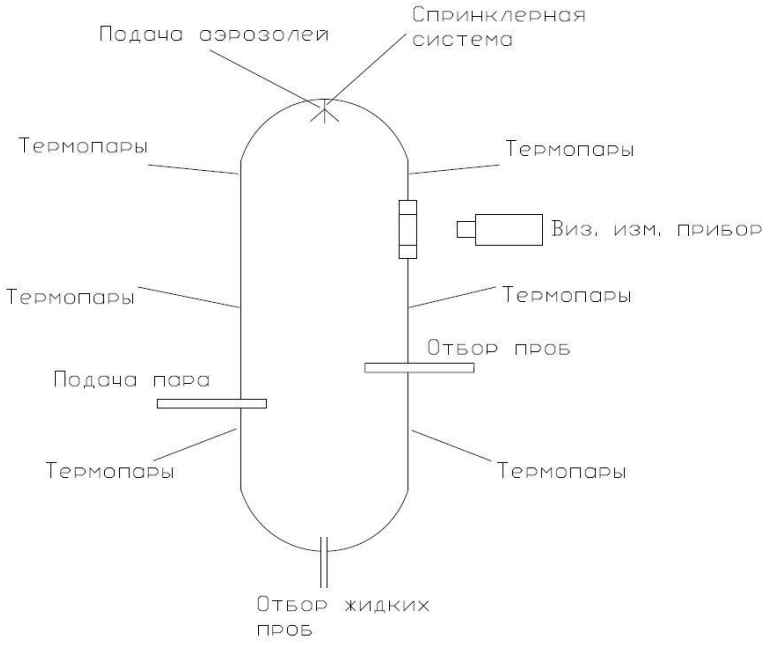



Рисунок 1 - Схема экспериментальной установки TOSQAN

Численные характеристики эксперимента TOSQAN представлены в табл. 1.

Таблица 1 - Основные характеристики эксперимента TOSQAN

| Характеристика | Значение параметра |
|---|---|
| Объем экспериментального объема | 7 м$^3$ |
| Высота экспериментального объема | 4 м$^3$ |
| Масса впрыснутого аэрозоля | 1500 мг |
| Средний диаметр аэрозольной частицы | 1.11 мкм |
| Средний диаметр капли спринклерной | 146 мкм |

| Характеристика | Значение параметра |
|---|---|
| системы | |
| Расход спринклерной системы | $30 \cdot 10^{-6}$ м$^3$/с |
| Атмосфера | Пар+воздух |

Важно отметить, что в момент включения спринклеров, масса аэрозоля в атмосфере равна 1238 мг, это меньше, чем масса аэрозоля, поданная в объем. Авторы работы [5] поясняют такое различие тем, что какая-то часть аэрозолей осела на стены до активации спринклеров.

**Описание эксперимента Spray Research Japan**

Установка представляет из себя сосуд размером 1.5 метра в диаметре и 3 метра в высоту, имитирующий защитную оболочку. Схема установки представлена на рис. 2.

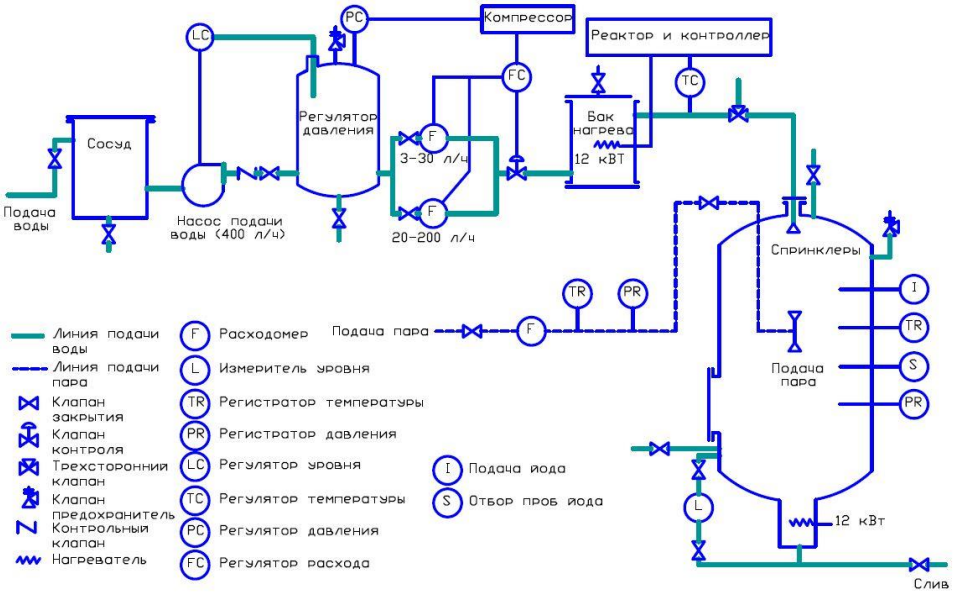



Рисунок 2 - Схема экспериментальной установки Spray Research Japan

Методика эксперимента в работе заключалась в моделировании аварийных условий в защитной оболочке с учетом работы спринклерной системы. Аварийные условия моделируются путем подачи в воздушную атмосферу экспериментальной установки пара. После наполнения установки паром, осуществлялась подача йода в газовой форме в установку. Йод в газовой форме получали путем испарения йода с помощью электрического нагрева в йодном генераторе.

Численные характеристики эксперимента Spray Research Japan представлены в табл. 2.

Таблица 2 - Основные характеристики эксперимента Spray Research Japan

| Характеристика | Значение параметра |
|---|---|
| Объем экспериментального объема | 5.3 $м^3$ |
| Высота экспериментального объема | 3 $м^3$ |
| Масса впрыснутого молекулярного йода | 22.6 г; 13.8 г |

Продолжение таблицы 2

| Характеристика | Значение параметра |
|---|---|
| Средний диаметр капли спринклерной системы | 342 мкм |
| Расход спринклерной системы | $2.8 \cdot 10^{-5}$; $5.6 \cdot 10^{-5}$ $м^3/с$ |
| Атмосфера | Пар+воздух |

**Результаты расчета и сравнение с экспериментом**

Сравнение результатов расчета динамики изменения массы аэрозоля в эксперименте TOSQAN и массы молекулярного йода в эксперименте Spray Research Japan приведено на рис. 3 и рис. 4 соответственно.

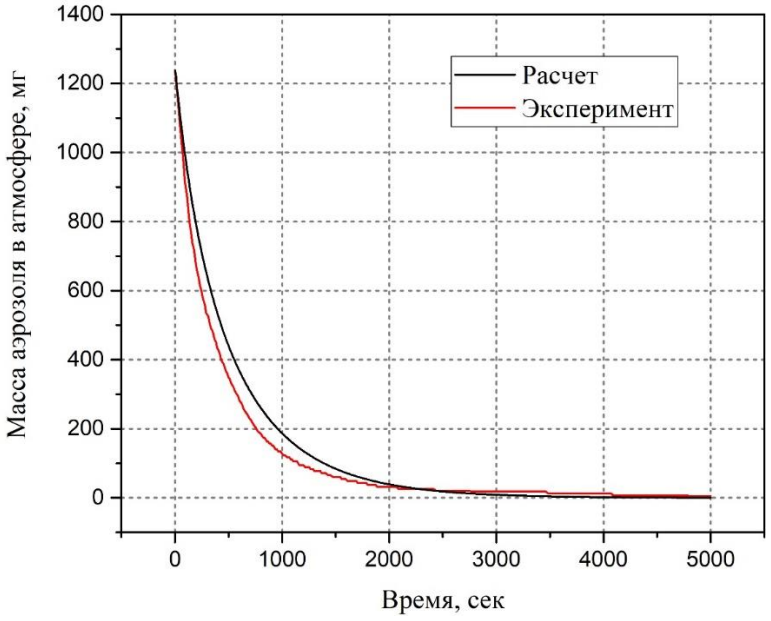



Рисунок 3 - Сравнение расчетных и экспериментальных данных массы аэрозоля в атмосфере в эксперименте TOSQAN

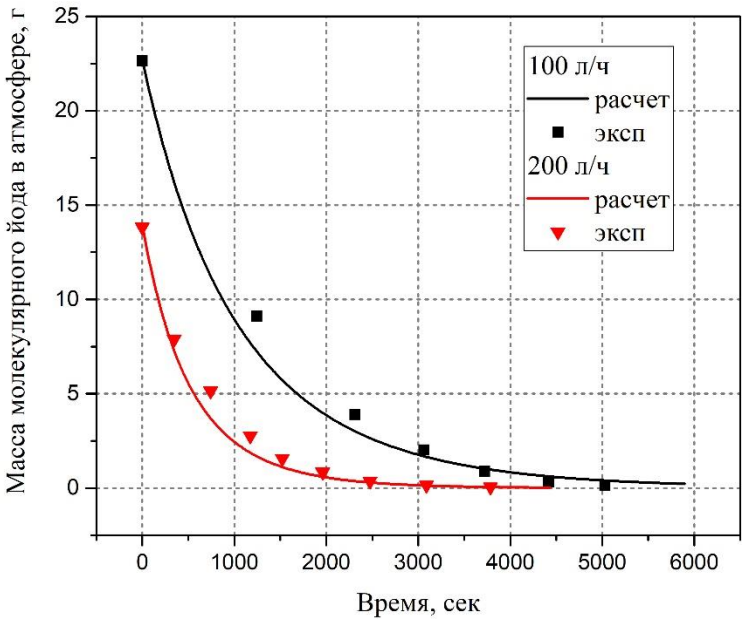



Рисунок 4 - Сравнение расчетных и экспериментальных данных массы молекулярного йода в атмосфере в эксперименте Spray Research Japan

*Заключение*

В настоящей работе был проведен анализ эффективности выведения радиоактивных ПД из атмосферы защитной оболочки при работе спринклерой системы на примере моделирования выведения аэрозолей в эксперименте TOSQAN (с учетом возможных механизмов захвата аэрозольных частиц каплями спринклерной системы) и выведении молекулярного йода на примере эксперимента Spray Research Japan. Анализ полученных результатов продемонстрировал хорошую качественную и количественную сходимость расчетных и экспериментальных данных.

ЛИТЕРАТУРА

1. M.F. Albert, J.S. Watson and R.P. Wichner. The Absorption of Gaseous Iodine by Water Droplets. Nuclear Technology, 77:2 (1987), 161-174.

2. Parsly L.F. Removal of radioactive particles by sprays. ORNL-4671. 1971.

3. A. K. Postma and L. F. Coleman. Effect of Continuous Spray Operation on the Removal of Aerosols and Gases In the Containment System Experiment. BWL-1485, Battelle-Northwest (December 1970).

4. Шмельков Ю.Б., Звонарев Ю.А., Петров Л.В., Шутов Н.В. Разработка и верификация кода МАВР-ТА для моделирования выхода продуктов деления и их переноса под защитной оболочкой при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР // Вестник атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. Выпуск 5. С. 92-104.

5. E. Porcheron, P. Lemaitre, D. Marchand, W. Plumecocq, A. Nuboer, J. Vendel, Experimental and numerical approaches of aerosol removal in spray conditions for containment application. Nuclear Engineering and Design, 240 (2010), 336-343.

6. Y. Nishizawa, S. Oshima and T. Maekawa. Removal of Iodine from atmosphere by sprays. Nuclear Technology, 10:4 (1971), 486-498.

# СОПРЯЖЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОВЕРХНОСТНЫХ И ПОДЗЕМНЫХ ВОД В РАСЧЕТОМ КОДЕ GERA

Новиков К.А.

*ИВМ имени Г. И. Марчука РАН, г. Москва*

В докладе представлена модель сопряженных процессов подземной фильтрации и поверхностного стока, используемая в расчетном коде GeRa. Модель состоит из 3D уравнения Ричардса для подземных вод, 2D аппроксимации диффузионной волны уравнений мелкой воды для поверхностного стока, а также 1D аппроксимации диффузионной волны для уравнений мелкой воды для моделирования поверхностных вод в одномерных объектах (реках, каналах и т.д.).

В докладе обсуждаются методы сопряжения моделей различных размерностей, детали численной реализации сопряженной модели, а также представлено сравнение результатов расчетов при помощи кода GeRa с другими расчетными кодами на характерных задачах.

На рисунке 1 представлено сравнение результатов расчетов при помощи различных расчетных кодов для расхода воды в стандартном бенчмарке для сопряженных моделей подземной фильтрации и поверхностного стока (водоем военной базы Борден [1]). Как можно видеть из данного графика, расчет при помощи кода GeRa позволяет получить результаты, близкие к экспериментальным данным.

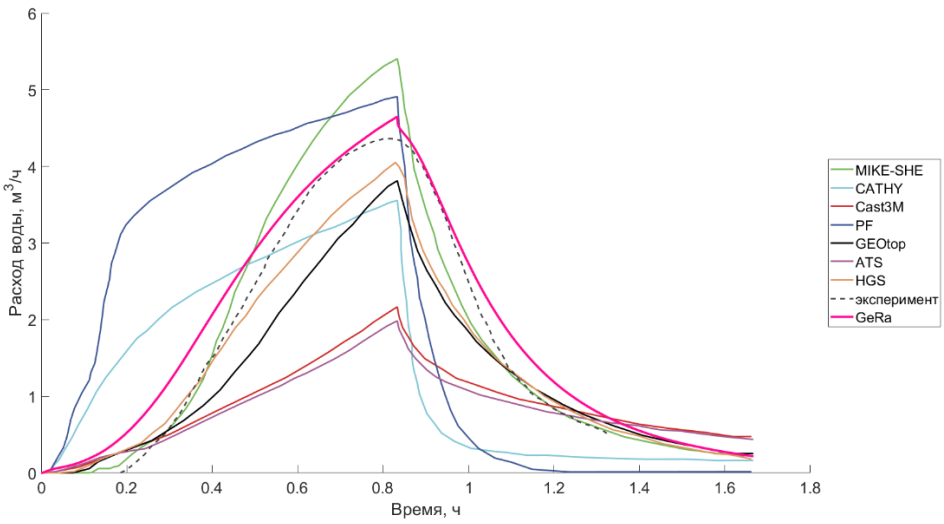
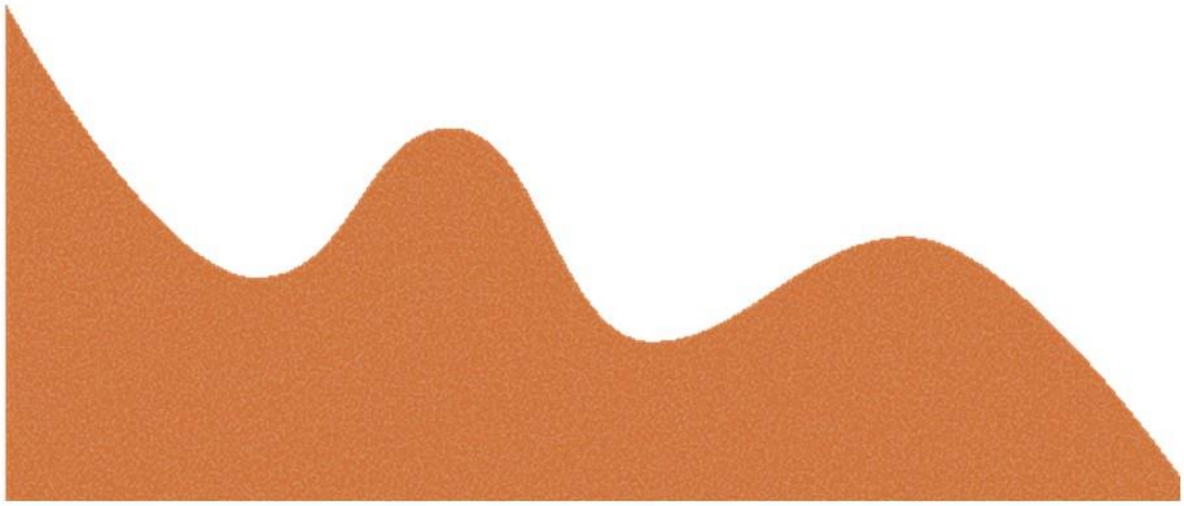



Рисунок 1 - Результаты моделирования расхода воды в бенчмарке «водоем военной базы Борден»

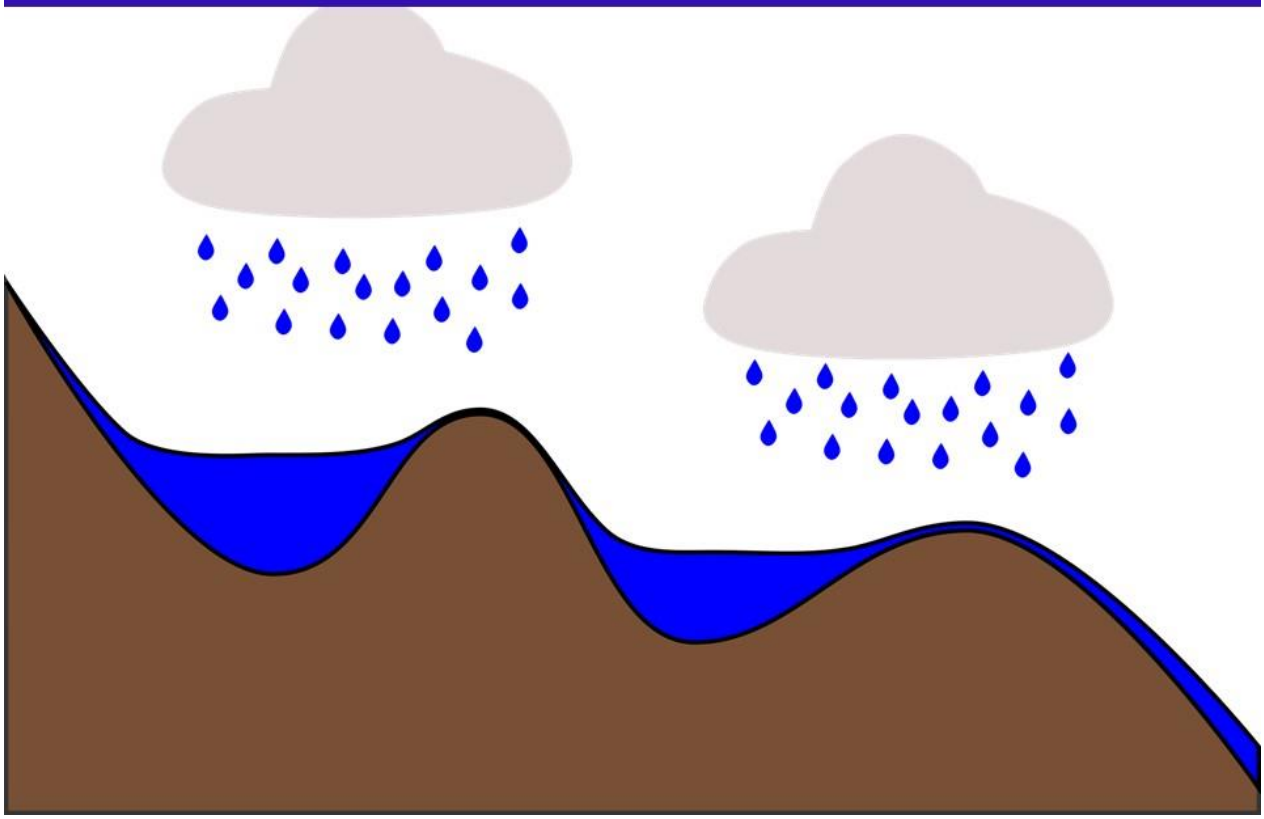
Без поверхностного стока

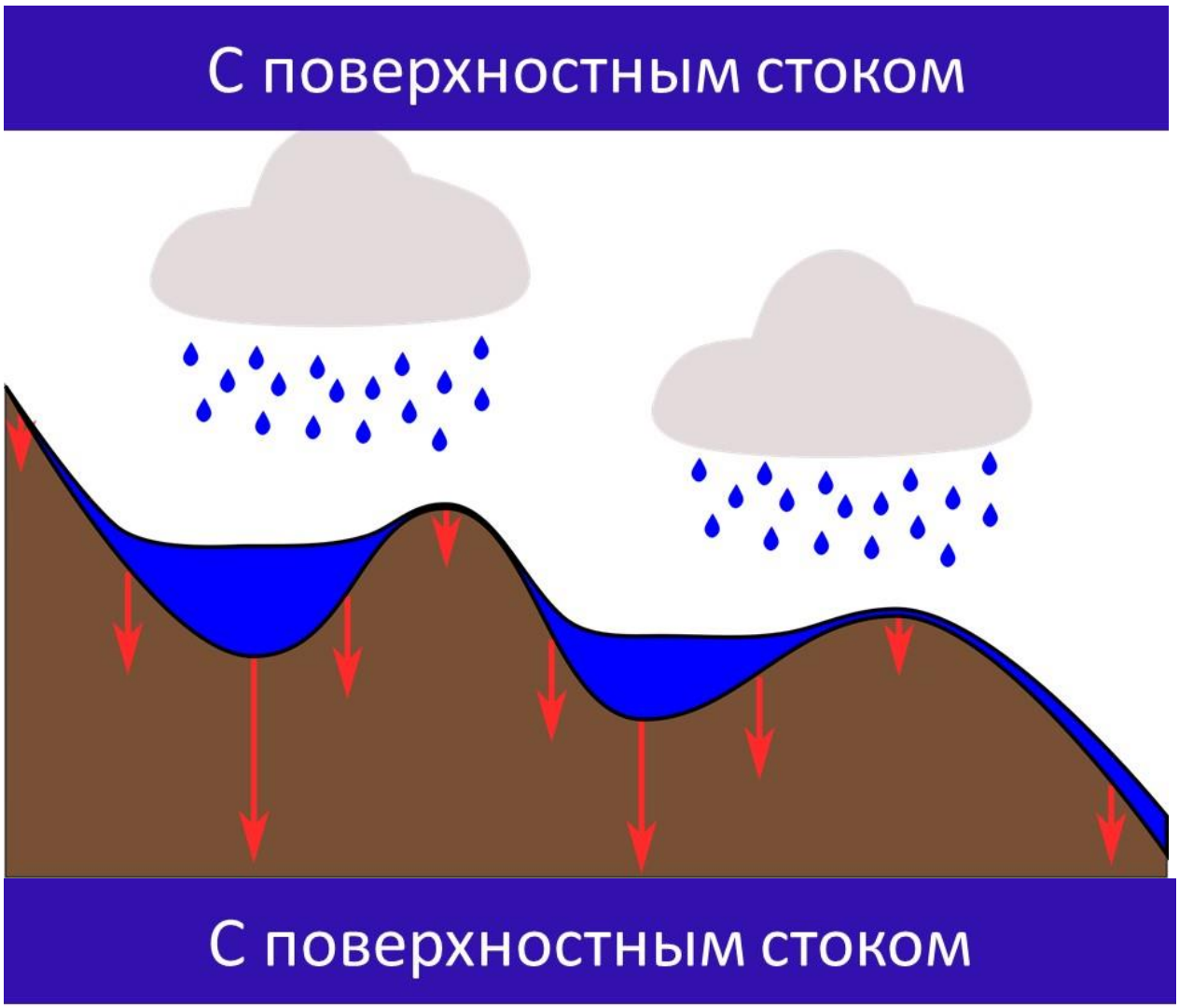
Без поверхностного стока

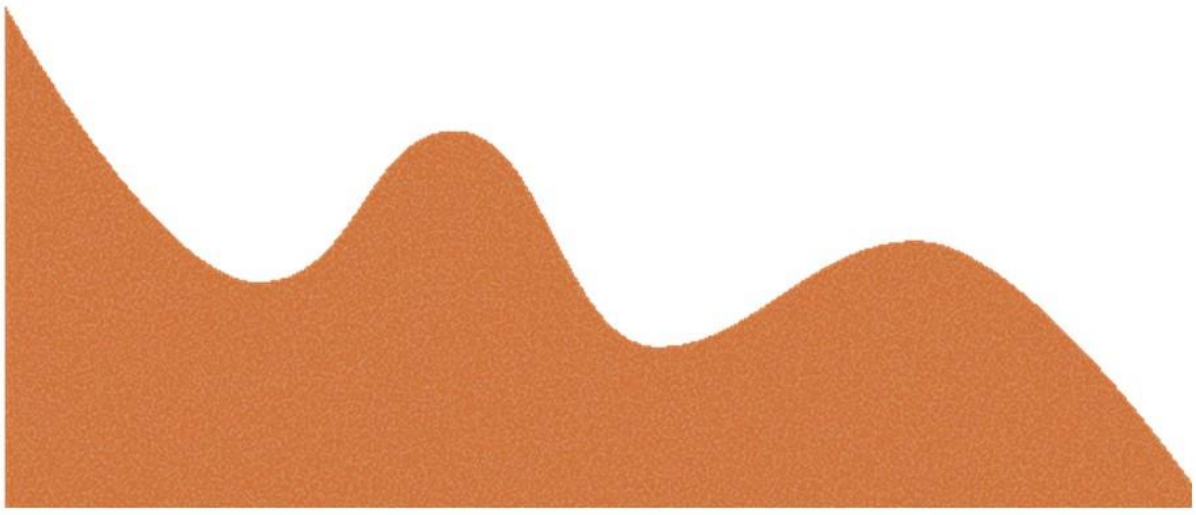
Без поверхностного стока



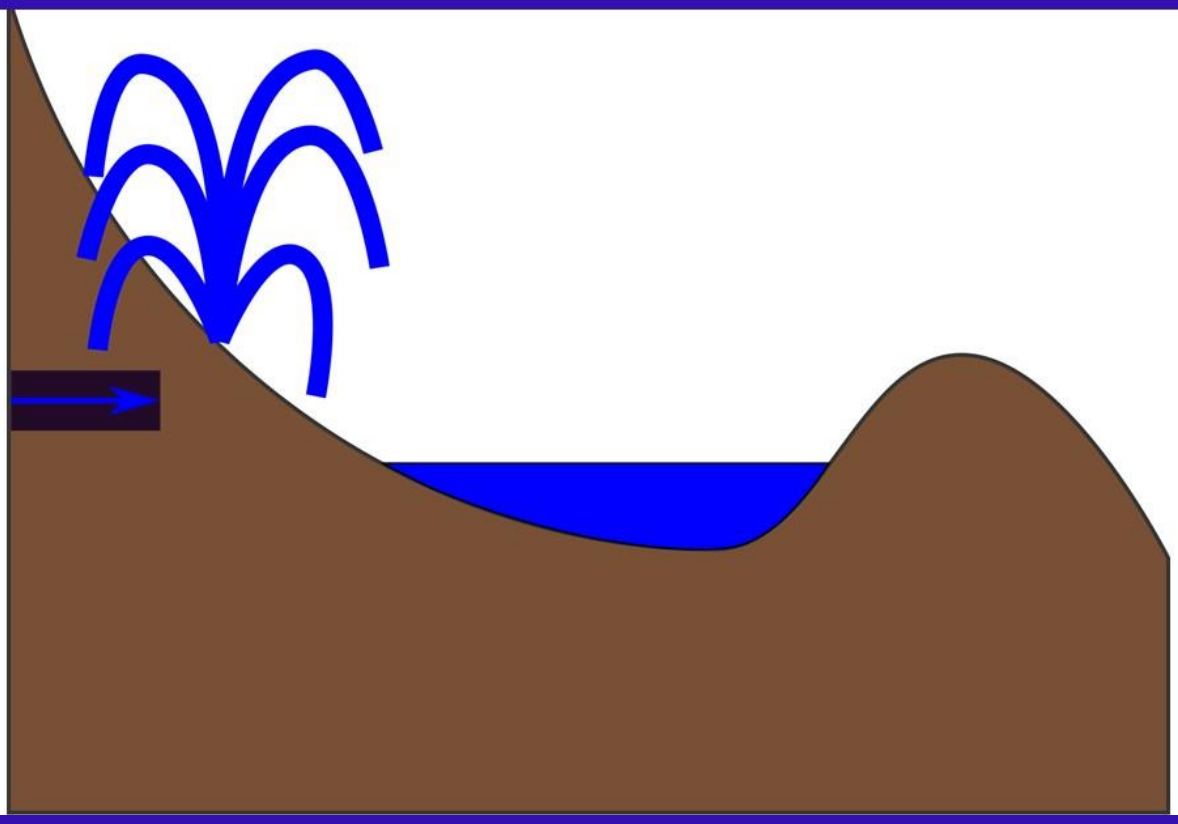
С поверхностным стоком



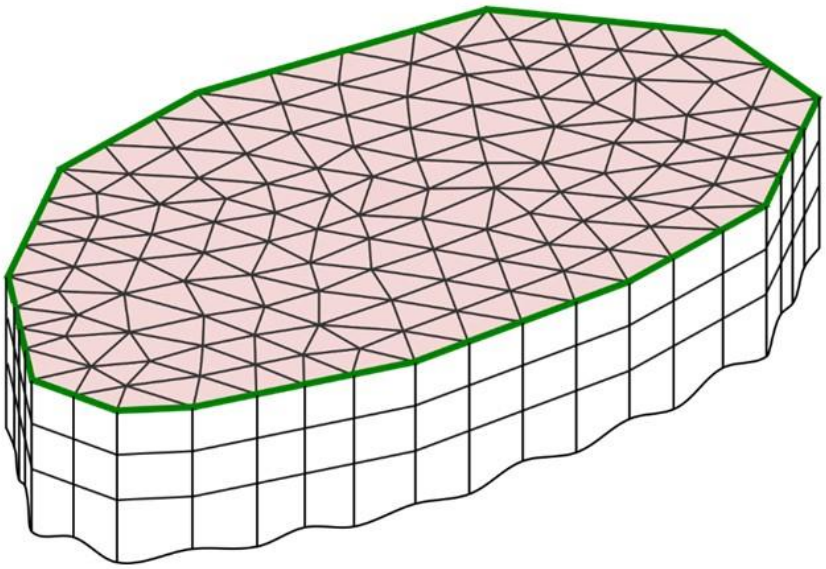

С поверхностным стоком
С поверхностным стоком



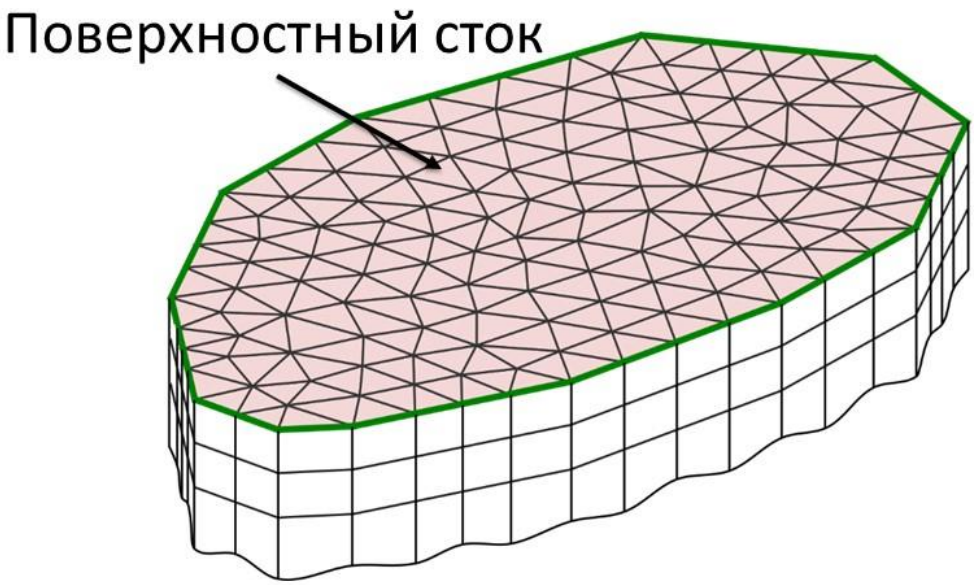
С поверхностным стоком



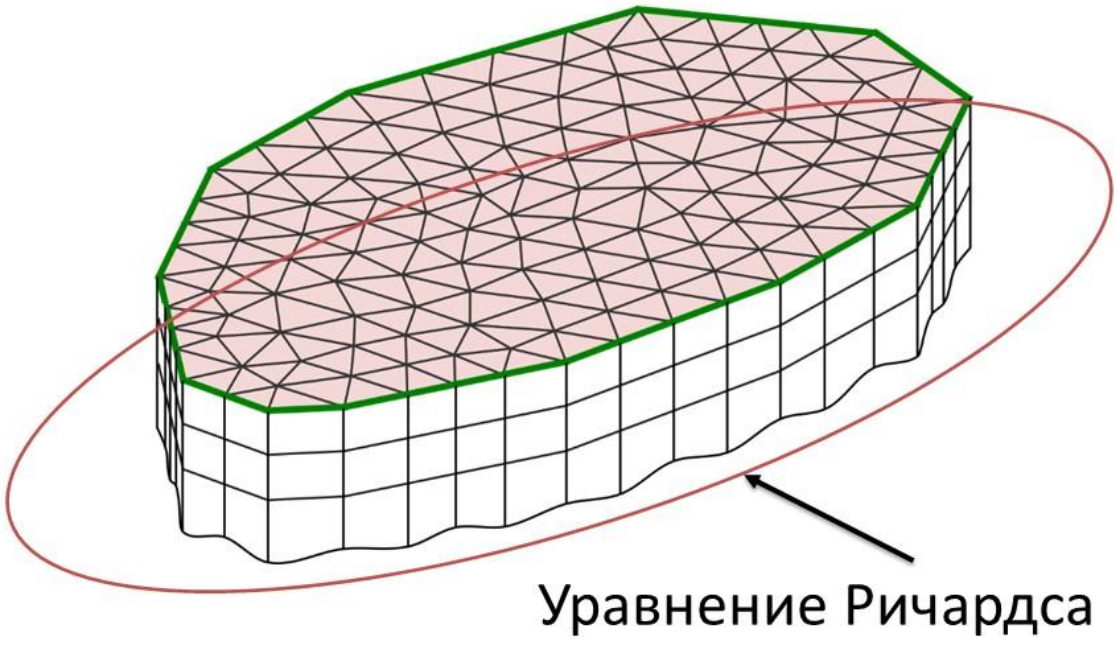
Сетка сопряженной модели 2D-3D



# Сетка сопряженной модели 2D-3D




# Сетка сопряженной модели



# Модель 3D подземной фильтрации

Уравнение Ричардса

$$\frac{\partial\theta(h_g)}{\partial t}+Ss_{stor}\frac{\partial h_g}{\partial t}-\nabla\cdot\left(K_g\nabla(h_g+z)\right)=0$$

- $\theta$ – влагосодержание
- $h_g$ – напор
- $S = S(h_g)$ – насыщенность
- $s_{stor}$ – упругоемкость пласта
- $K_g = K(h_g)$ – коэффициент проводимости

# Модель 3D подземной фильтрации

Модель Ван Генухтена:

$$\theta(h_g)=\begin{cases}\theta_r+\dfrac{\theta_s-\theta_r}{[1+|\alpha h_g|^n]^m} & \text{for } h_g<0\\ \theta_s \text{ for } h_g\geq 0\end{cases}$$

$$m=1-\frac{1}{n}$$

$$S_e=\frac{\theta-\theta_r}{\theta_s-\theta_r}$$

Модель Муалема:

$$K(h)=K_s\cdot S_e^{0.5}[1-(1-S_e^{\frac{1}{m}})^m]^2,$$

$$S=\frac{\theta}{\theta_s}$$

- $\theta$ – влагосодержание
- $\theta_r, \theta_s$ – остаточное и максимальное влагосодержание
- $\alpha$, $n$ – параметры среды
- $K_s$ – коэффициент фильтрации при полном насыщении
- $S$ – насыщенность
- $S_e$ – эффективная насыщенность

# Модель 2D поверхностного стока

Аппроксимация диффузионной волны для уравнений мелкой воды

$$\frac{\partial h_s}{\partial t} - \frac{\partial}{\partial x}\left( \frac{h_s^{5/3}}{\nu\sqrt{|\nabla H_s|}} \frac{\partial H_s}{\partial x} \right) - \frac{\partial}{\partial y}\left( \frac{h_s^{5/3}}{\nu\sqrt{|\nabla H_s|}} \frac{\partial H_s}{\partial y} \right) = q - q_{ss}$$

- $h_s$ – глубина воды
- $H_s = h_s + z$ – уровень воды
- $q$ – источники/стоки
- $q_{ss}$ – поток поверхность-подземный слой
- $v$ – коэффициент шероховатости Мэннинга

# Сопряжение моделей 2D-3D

$$\frac{\partial h_s}{\partial t} - \frac{\partial}{\partial x}\left( \frac{h_s^{5/3}}{\nu\sqrt{|\nabla H_s|}} \frac{\partial H_s}{\partial x} \right) - \frac{\partial}{\partial y}\left( \frac{h_s^{5/3}}{\nu\sqrt{|\nabla H_s|}} \frac{\partial H_s}{\partial y} \right) = q - q_{ss}$$

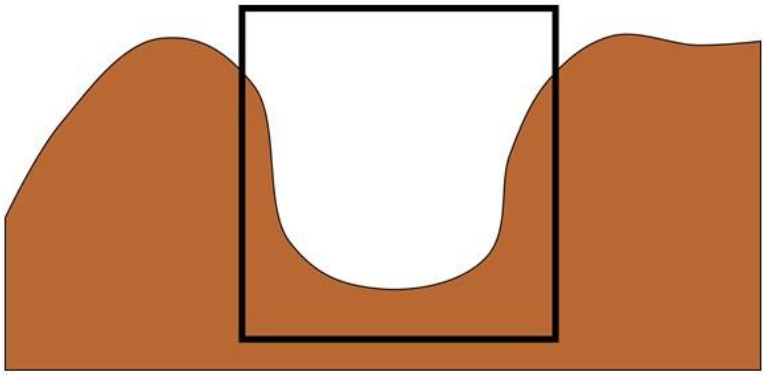
$$-K_g \nabla h_g = \begin{cases} q_{ss} & \text{если } x \in (поверхности) \\ 0 & \text{иначе} \end{cases}$$

# Сопряжение моделей 2D-3D

$$q_{ss} = \frac{K_{ss}}{d}(h_s - h_g)$$

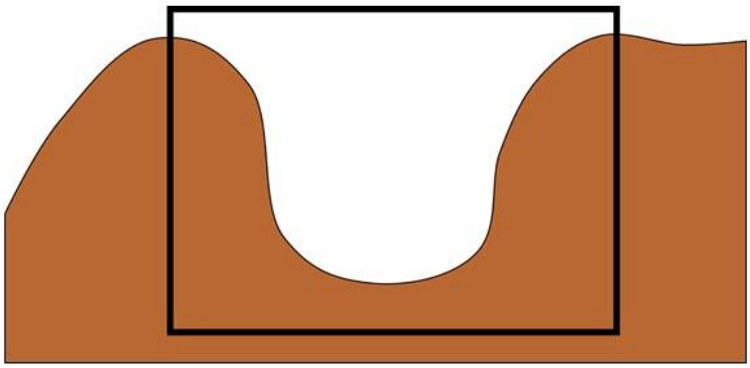
- $q_{ss}$ – поток поверхность-подземный слой
- $K_{ss}$ – проводимость донных отложений
- d – толщина донных отложений
- $h_g$ – высота всасывания грунтовых вод
- $h_s$ – глубина поверхностных вод

# Проблемы сопряжения 2D-3D моделей

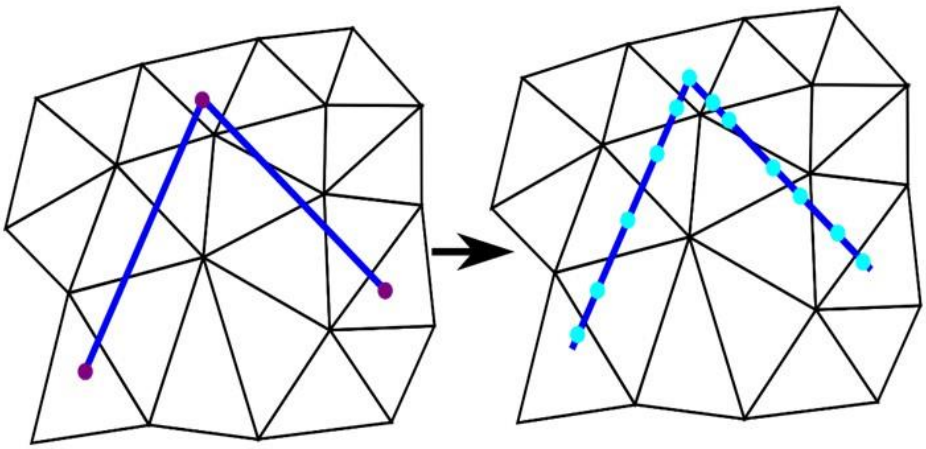


# Проблемы сопряжения 2D-3D моделей

Недостаточно мелкая поверхностная сетка
полностью ликвидирует рельеф канала



# Сетка одномерной модели



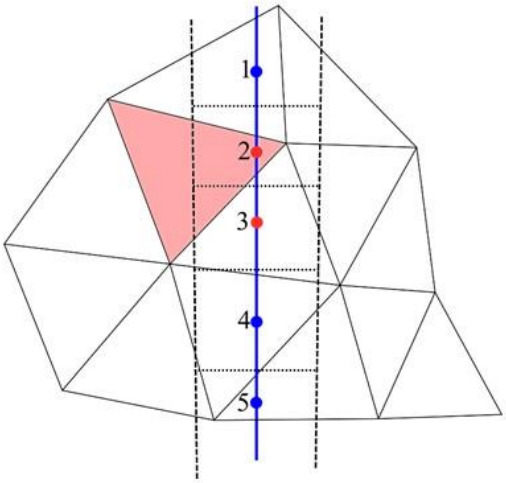
# Модель 1D поверхностного стока

Аппроксимация диффузионной волны для уравнений мелкой воды

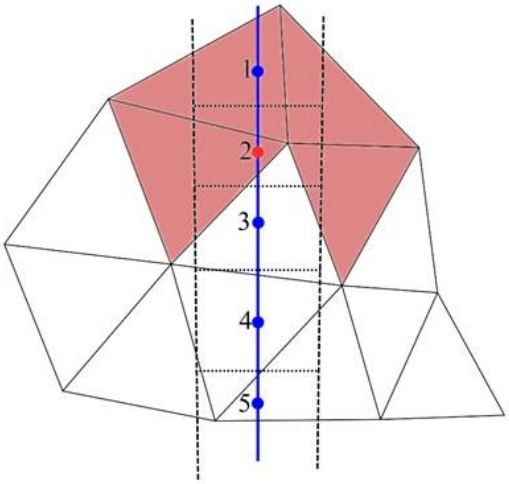
$$\frac{\partial(wh_c)}{\partial t}+\frac{\partial}{\partial s}\left(\frac{wh_c}{\nu}\left(\frac{h_c w}{w+2h_c}\right)^{2/3}\sqrt{\left|\frac{\partial H_c}{\partial s}\right|}\right)=q-q_{ss}$$

- $h_c$ – глубина воды
- $H_c = h_c + z$ – уровень воды
- $q$ – источники/стоки
- $q_{ss}$ – поток поверхность-подземный слой
- $v$ – коэффициент шероховатости Мэннинга
- $w$ – ширина канала

# Шаблон сопряжения 1D-2D




Ненулевой поток от красной 2D ячейки к красным 1D ячейкам




Ненулевой поток от красной 1D ячейки к красным 2D ячейкам

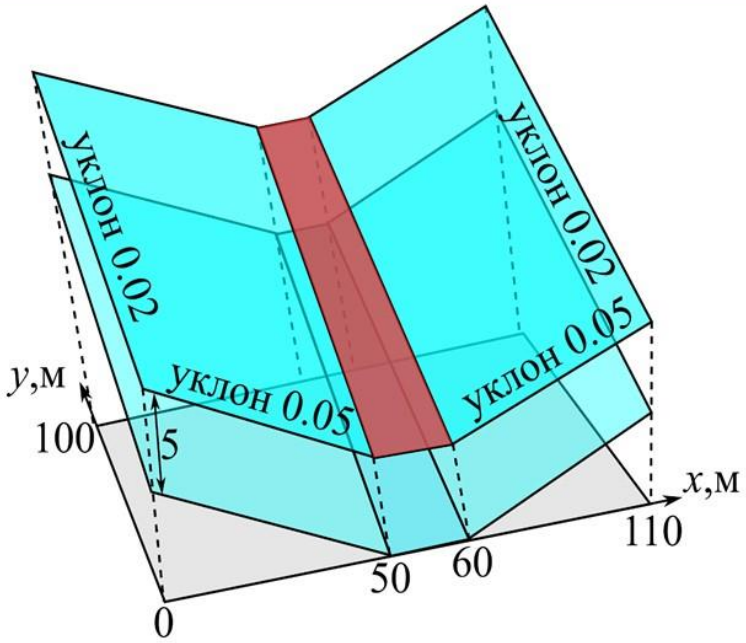
# Сопряжение моделей 1D-2D

$$q = \begin{cases} 0, \text{ если } H_c < z \text{ и } H_s < z, \\ \dfrac{(4C/3)(H_{up} - z)\sqrt{2g(H_{up} - H_{dn})}}{\operatorname{sgn}(H_s - H_c)}, \text{ если } H_c \geq z \text{ и } H_s \geq z, \\ \dfrac{(4C/3)(H_{up} - z)\sqrt{2g(H_{up} - z)}}{\operatorname{sgn}(H_s - H_c)} \text{ иначе,} \end{cases}$$

- $H_s$ – уровень воды 2D
- $H_c$ – уровень воды 1D
- $z$ – высота рельефа
- $C$ – коэффициент расхода водослива
- $H_{up} = max(H_c, H_s)$
- $H_{up} = min(H_c, H_s)$
- $w$ – ширина канала

## Вычислительные эксперименты

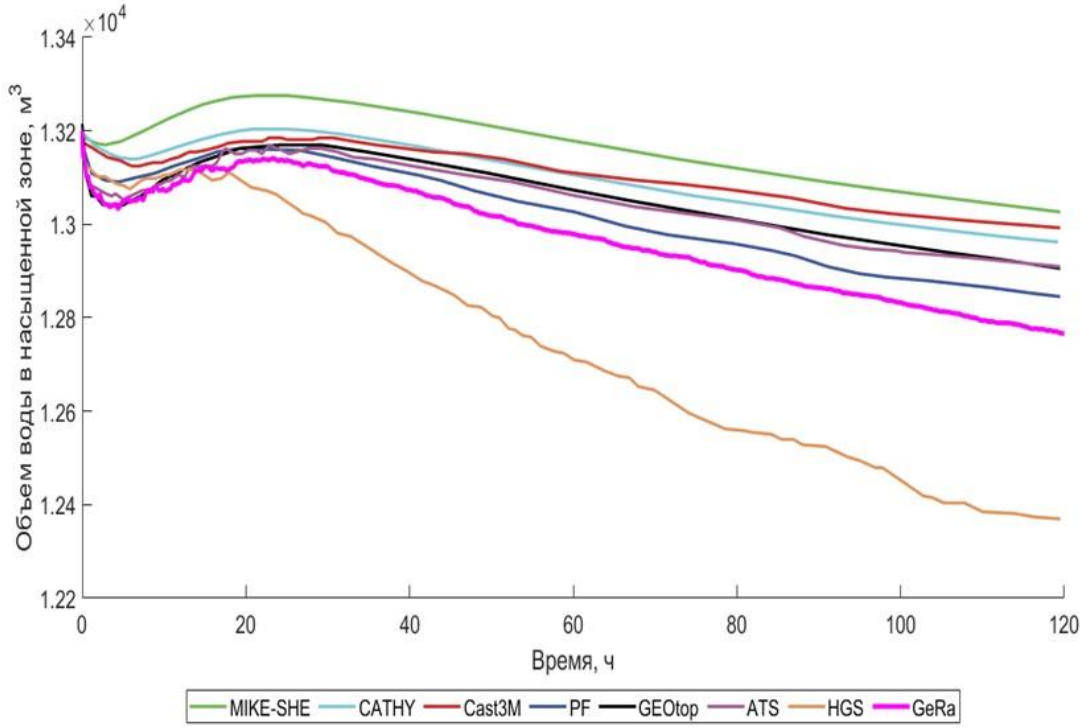
# Наклоненный v-образный бассейн



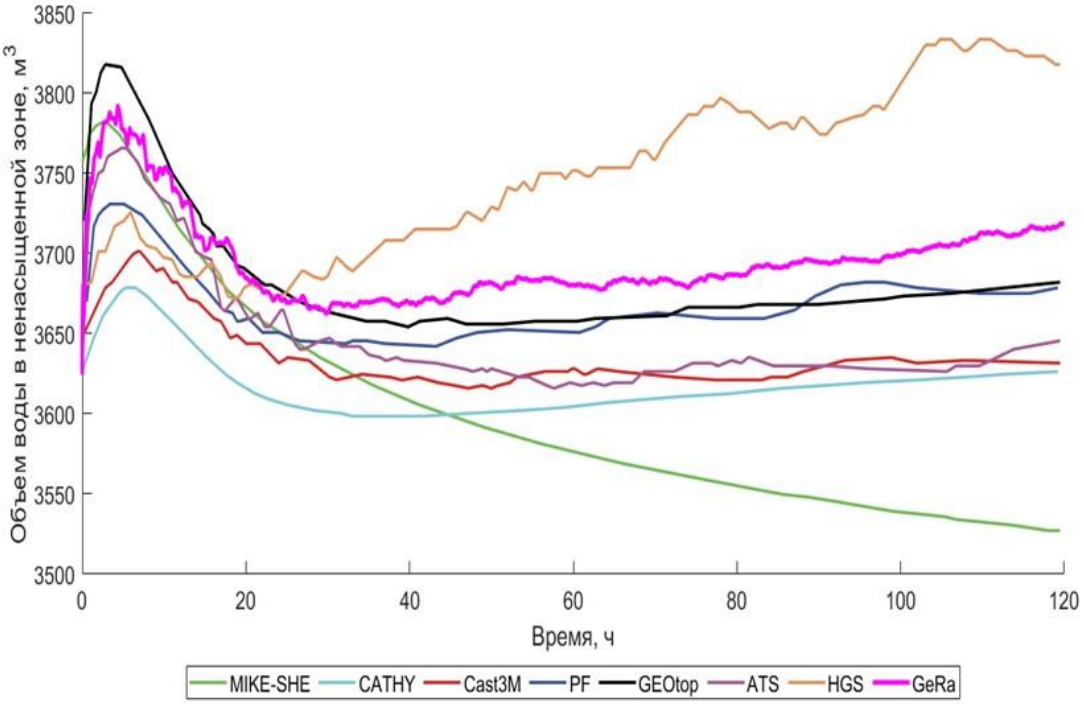

[S. Kollet et al. The integrated hydrologic model intercomparison project, ih-mip2: A second set of benchmark results to diagnose integrated hydrology and feedbacks // Water Resources Research 53 (1) (2017) 867-890]

| Параметр | Значение |
|---|---|
| Шероховатость канала, (ч/м$^{1/3}$) | $1.74\times10^{-3}$ |
| Шероховатость берегов, (ч/м$^{1/3}$) | $1.74\times10^{-4}$ |
| Коэффициент фильтрации при полном насыщении, (м/ч) | 10 |
| Остаточное влагосодержание, (-) | 0.08 |
| Максимальное влагосодержание, (-) | 0.4 |
| Интенсивность осадков, (м/ч) | Сценарий I: 0; Сценарий II: 0.1 - 20 ч, 0 далее |
| Параметр Ван Генухтена n, (-) | 2 |
| Параметр Ван Генухтена α, (м) | 6 |
| Длительность эксперимента, (ч) | 120 |
| Мощность донных отложений, (м) | 0.2 |
| Проводимость донных отложений, (м/сут) | 20 |
| Начальные условия | Вода 2м ниже поверхности |
| Коэффициент расхода водослива (1/м) | 0.05 |

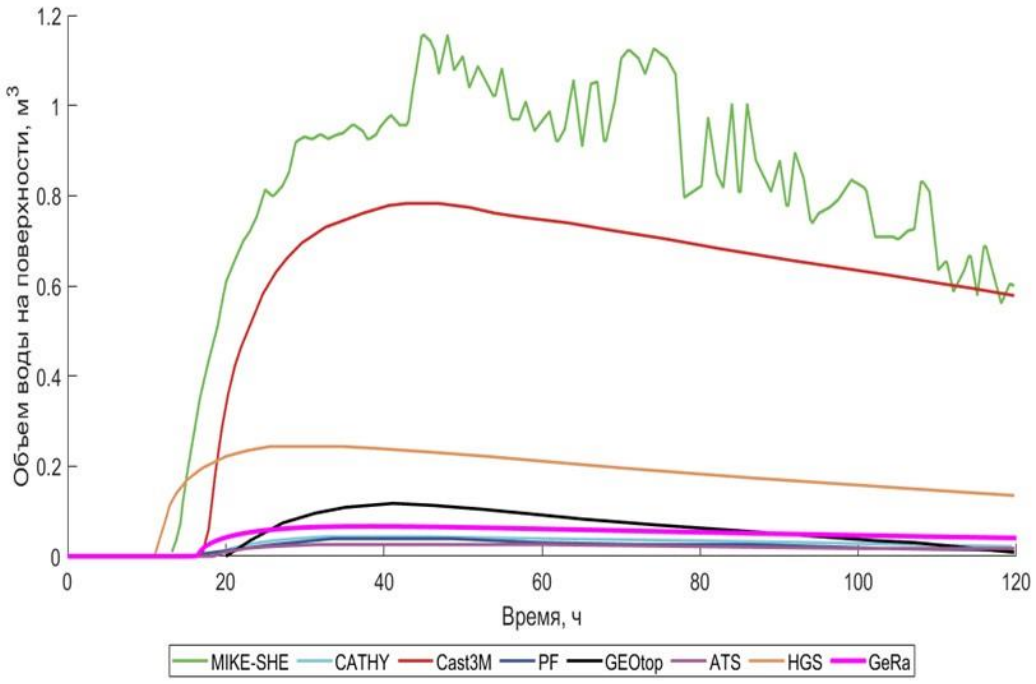
# Наклоненный v-образный бассейн(1)



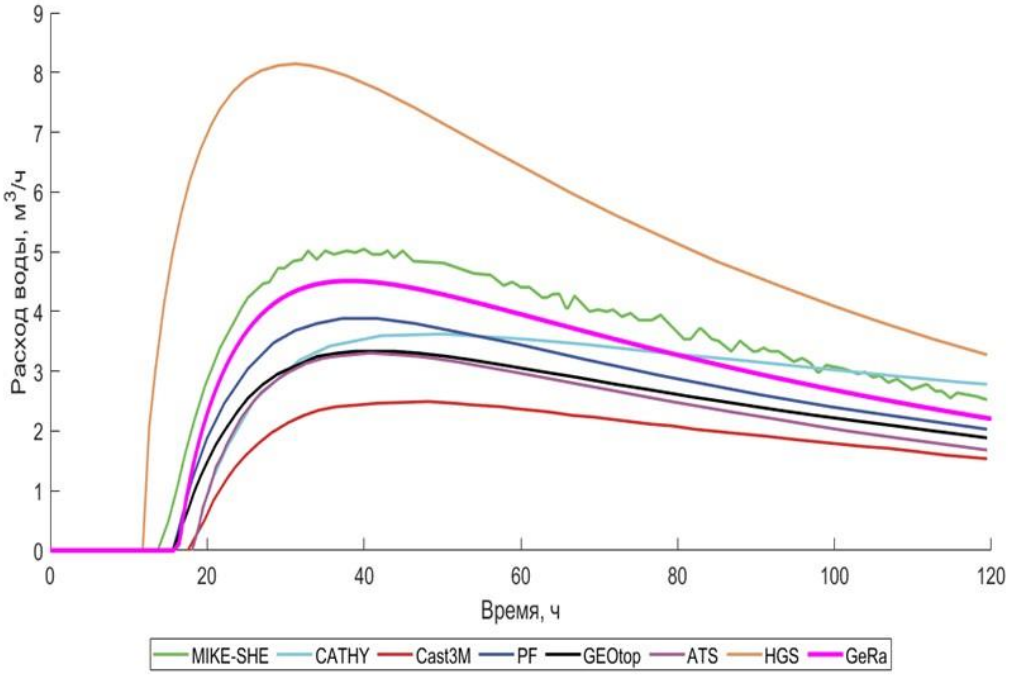
# Наклоненный v-образный бассейн(1)



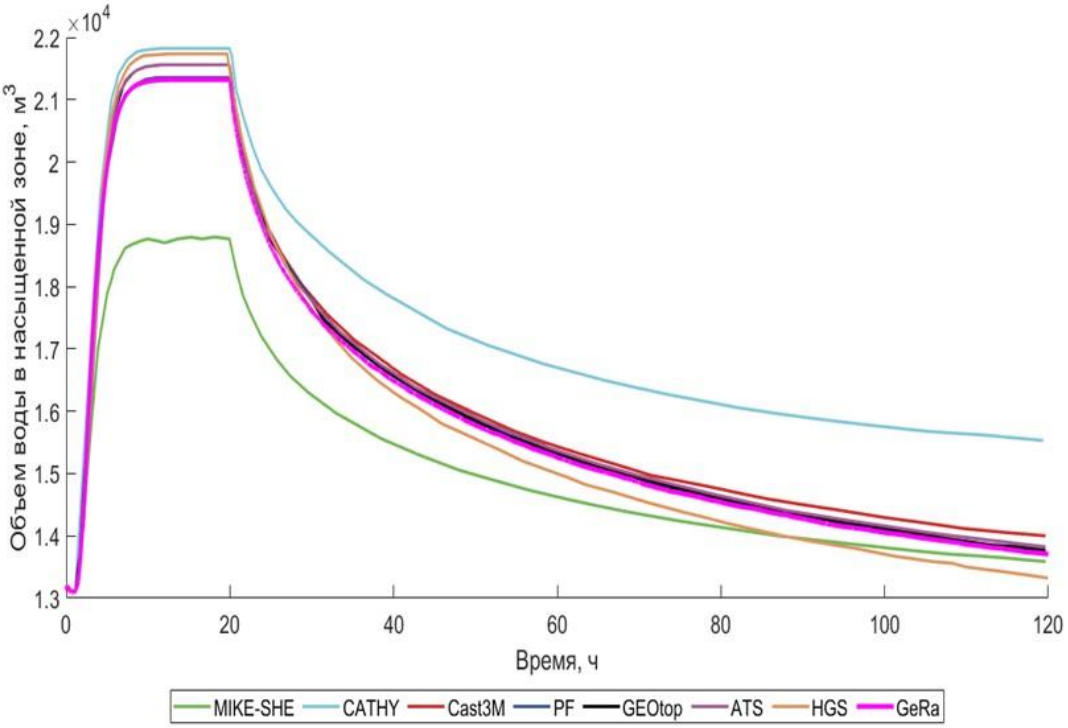

# Наклоненный v-образный бассейн(1)



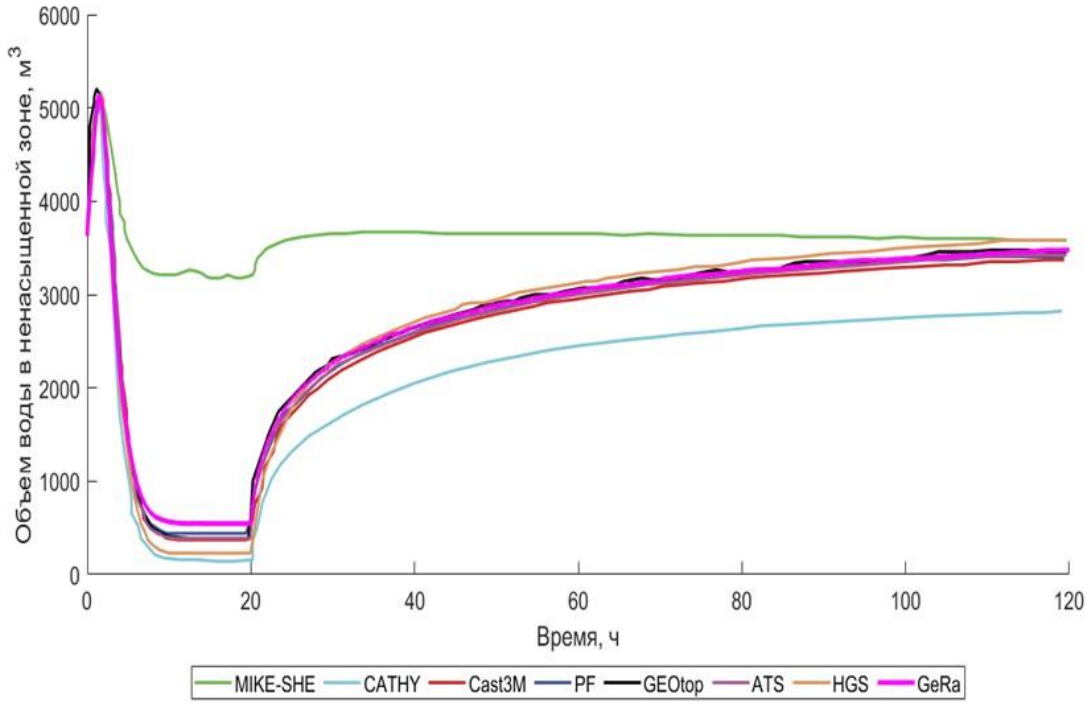
# Наклоненный v-образный бассейн(1)



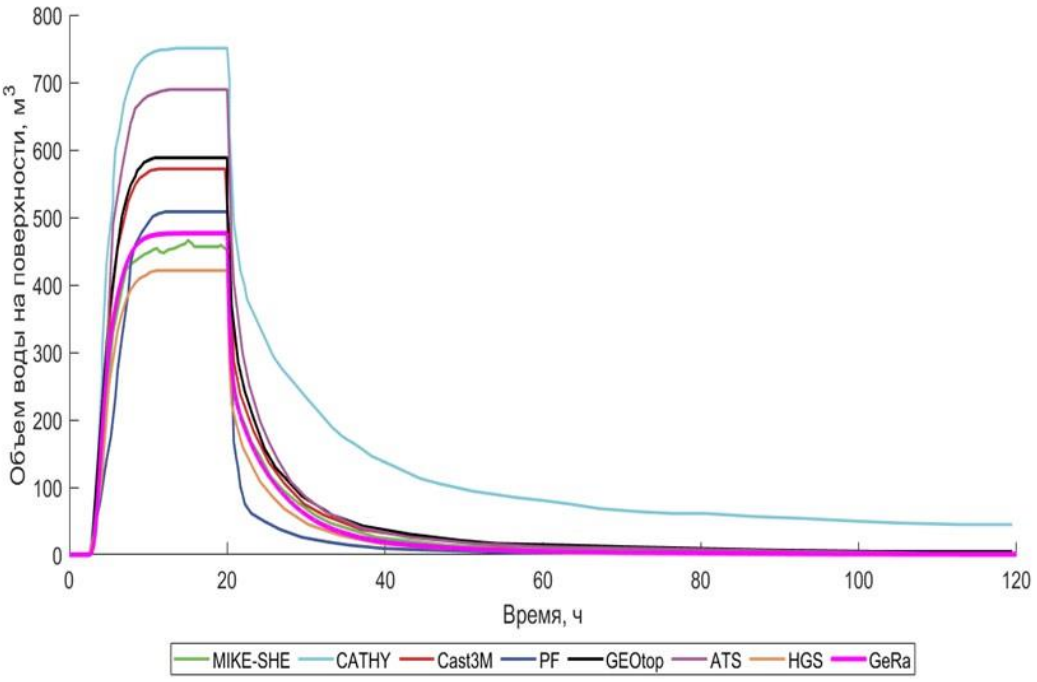

# Наклоненный v-образный бассейн(2)



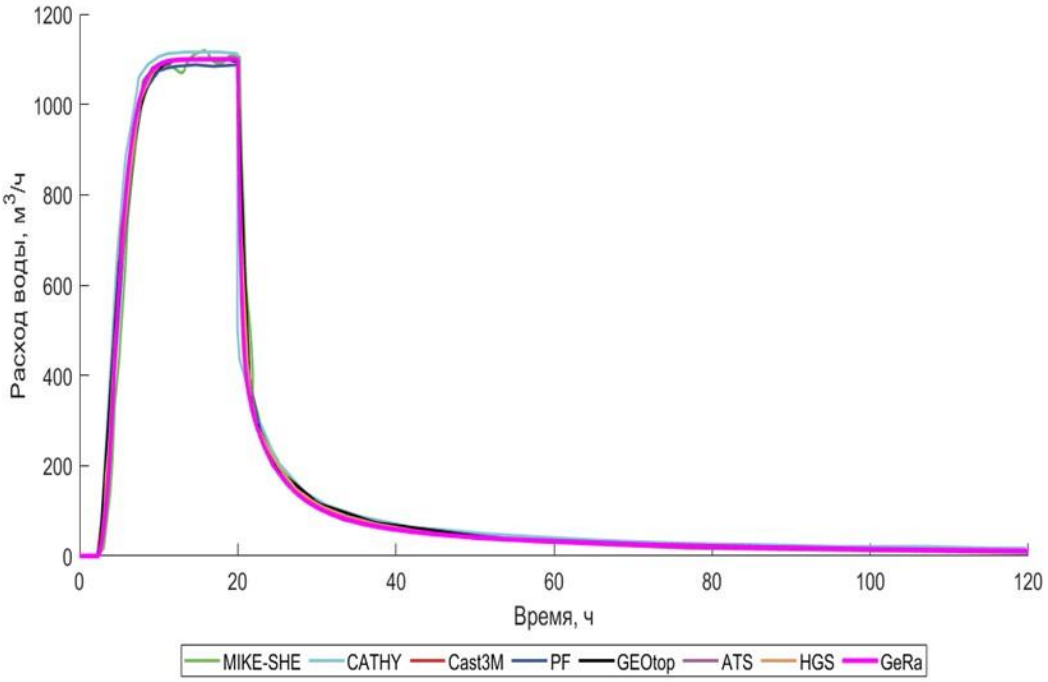
# Наклоненный v-образный бассейн(2)



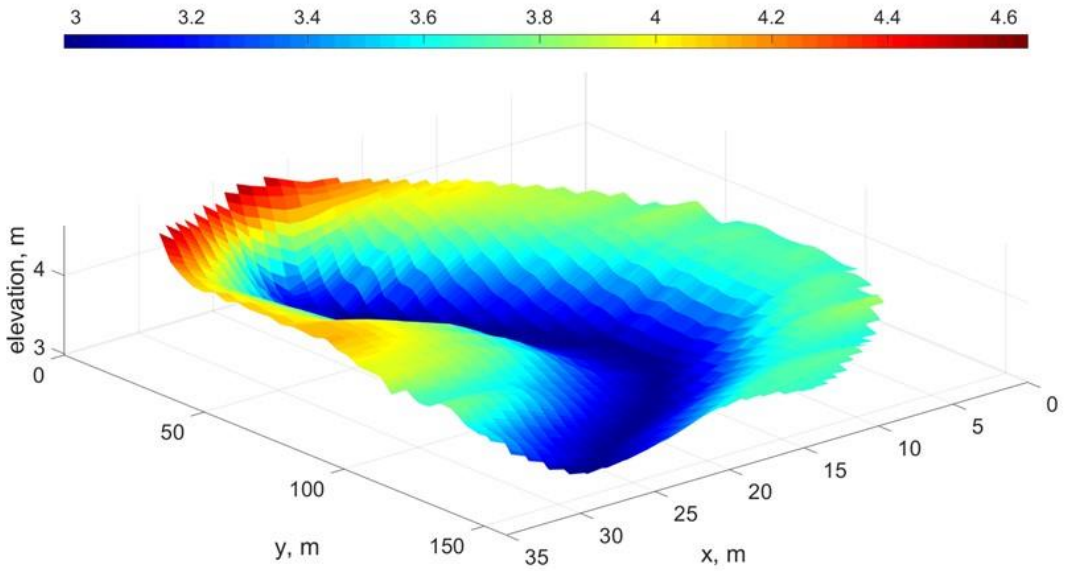

# Наклоненный v-образный бассейн(2)



# Наклоненный v-образный бассейн(2)




# Водоем военной базы Борден




[S. Kollet et al. The integrated hydrologic model intercomparison project, ih-mip2: A second set of benchmark results to diagnose integrated hydrology and feedbacks // Water Resources Research 53 (1) (2017) 867-890]

# Водоем военной базы Борден

| | |
|---|---|
| Шероховатость канала, (с/м$^{1/3}$) | 0.03 |
| Шероховатость берегов, (с/м$^{1/3}$) | 0.3 |
| Коэффициент фильтрации при полном насыщении, (м/ч) | 0.036 |
| Остаточное влагосодержание, (-) | 0.067 |
| Максимальное влагосодержание, (-) | 0.37 |
| Интенсивность осадков, (м/ч) | 0.02 первые 50 минут, 0 следующие 50 минут |
| Параметр Ван Генухтена n, (-) | 6 |
| Параметр Ван Генухтена α, (м) | 1.9 |
| Длительность эксперимента, (мин) | 100 |
| Мощность донных отложений, (м) | 0.2 |
| Проводимость донных отложений, (м/сут) | 0.47 |
| Начальные условия | Уровень воды 2.78м |
| Коэффициент расхода водослива C (1/м) | 0.001 |

# Водоем военной базы Борден

[S. Kollet et al. The integrated hydrologic model intercomparison project, ih-mip2: A second set of benchmark results to diagnose integrated hydrology and feedbacks // Water Resources Research 53 (1) (2017) 867-890]

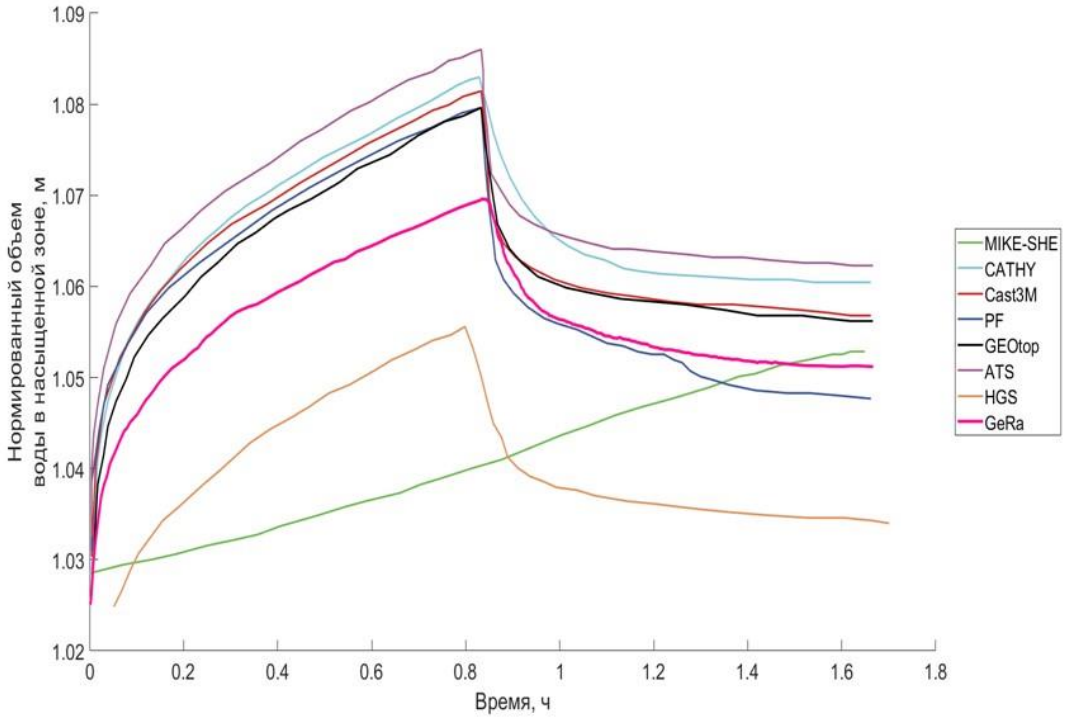
| | |
|---|---|
| коэф. шероховатости Мэннинга, (с/м$^{1/3}$) | 0.3 |

[Aquanty inc., HGS user manual. – Waterloo. – 2015.]

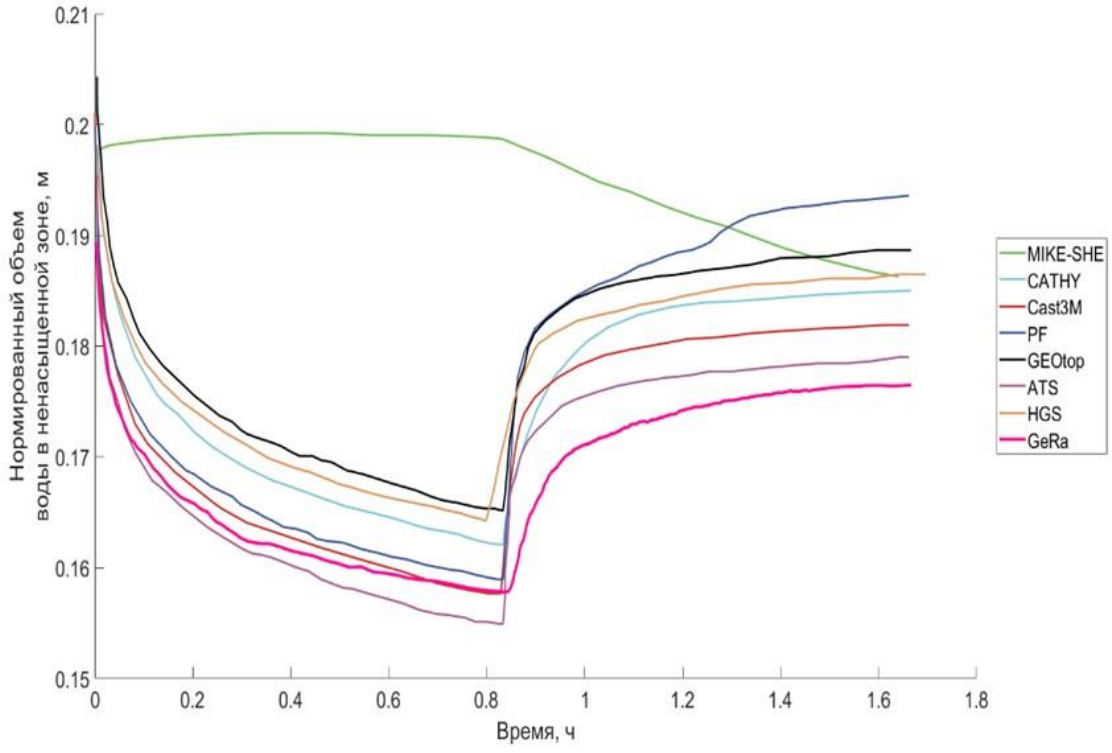
[VanderKwaak J., Numerical simulation o flow and chemical transport in integrated surface-subsurface hydrologic systems, Ph.D. thesis, University of Waterloo, Waterloo, Ontario, Canada (1999)]

| | |
|---|---|
| к. шероховатости Мэннинга (канал), (с/м$^{1/3}$) | 0.03 |
| к. шероховатости Мэннинга (берег), (с/м$^{1/3}$) | 0.3 |

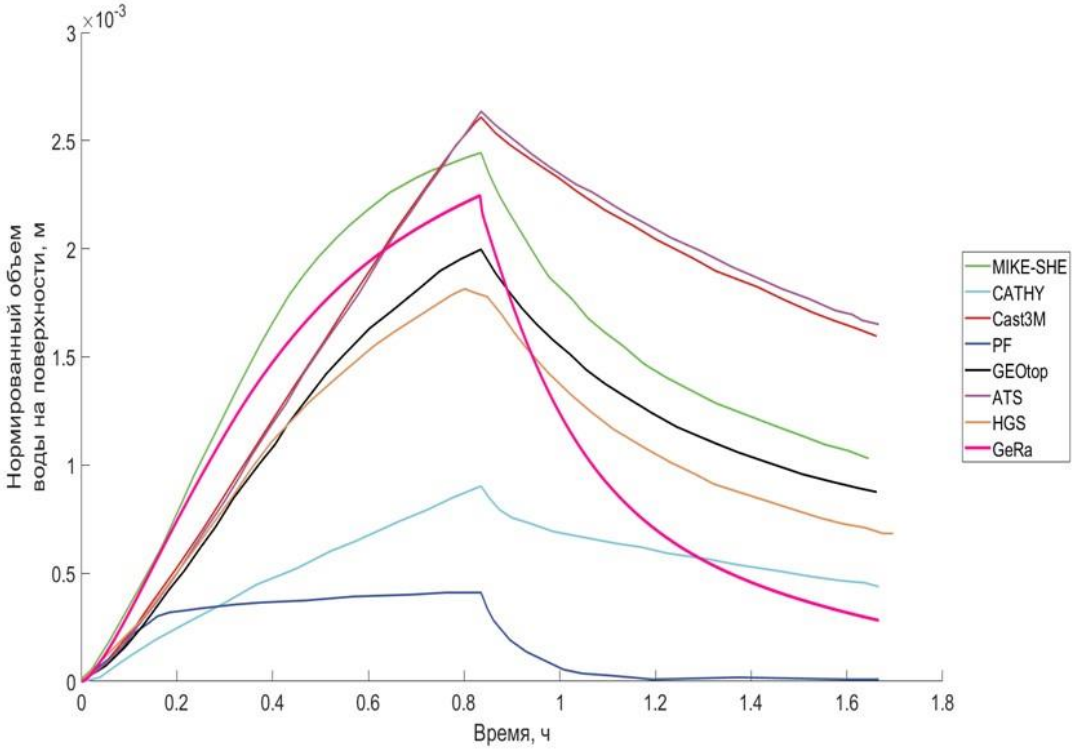
# Водоем военной базы Борден



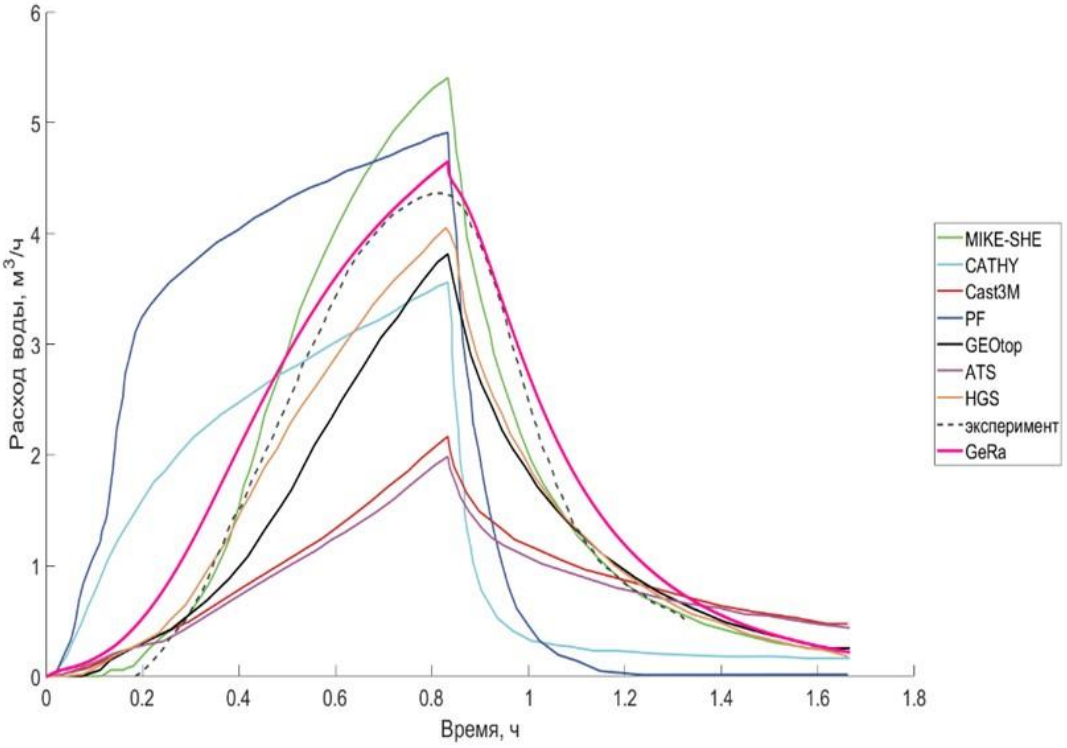

# Водоем военной базы Борден



# Водоем военной базы Борден




# Водоем военной базы Борден



# Заключение

- Реализована сопряженная 1D-2D-3D модель поверхностного стока и подземной фильтрации
- Сопряжение осуществляется за счет вычисления коэффициента обмена первого порядка
- Сопряженная модель верифицирована на традиционных бенчмарках для сопряженных моделей и показала хорошее совпадение с результатами других вычислительных кодов и с экспериментальными данными

# ОСОБЕННОСТИ МЕТОДОВ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ФИЛЬТРАЦИИ В ЗОНЕ АЭРАЦИИ В ЗАДАЧАХ ОЦЕНКИ ДОЛГОВРЕМЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ ХРАНЕНИЯ РАО

Ануприенко Д.В.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

При оценке долговременной безопасности пунктов хранения РАО используется математическое моделирование, которое в случае приповерхностных объектов включает в себя моделирование течения подземных вод (фильтрации) в зоне аэрации и представляет собой численное решение соответствующих уравнений в частных производных. Для фильтрации в зоне аэрации эти уравнения являются нелинейными, что значительно затрудняет процесс моделирования, основной трудностью при этом является решение возникающих систем нелинейных уравнений [1]. Сложность решения возникающих систем уравнений увеличивается при использовании современных методов дискретизации, способных давать корректное решение для полных анизотропных тензоров фильтрации, встречающихся в реальных задачах. В данной работе освещаются подходы к решению систем нелинейных уравнений, возникающих в результате дискретизации уравнений фильтрации в зоне аэрации на неструктурированных сетках. Особое внимание уделяется применяемому в последнее время методу продолжения по нелинейности [2,3]. Приводятся результаты для модельных и реальных задач.

## Математическое описание

Стационарное уравнение Ричардса:

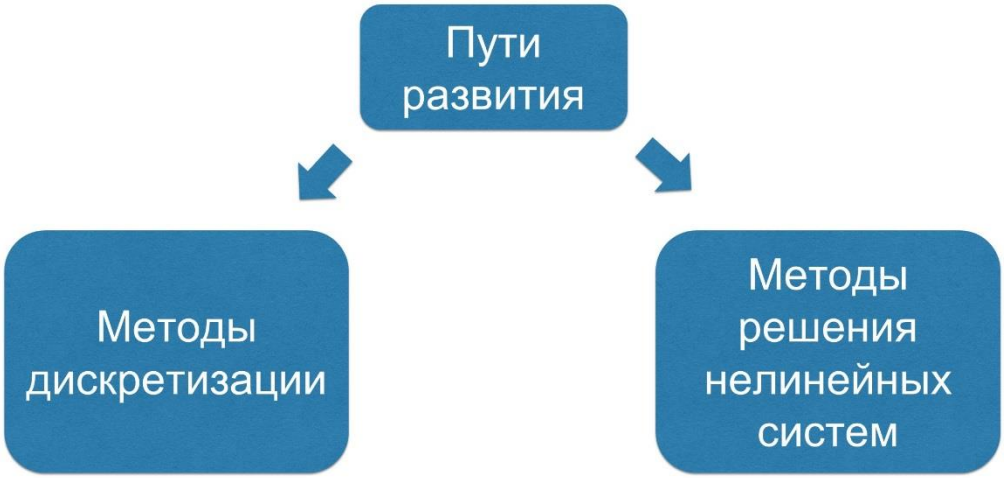
$$-\nabla \cdot \left( K_r \left( h \right) \mathbf{K} \nabla h \right) = Q$$

Здесь

- $K_r$ – функция относительной проницаемости (линейная или нелинейная)
- $\mathbf{K}$ – тензор фильтрации – матрица размера 3
- $h$ – напор воды – основная неизвестная
- $Q$ – источники и стоки

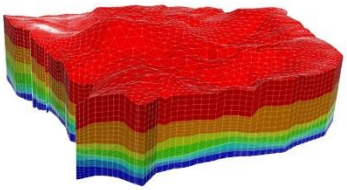


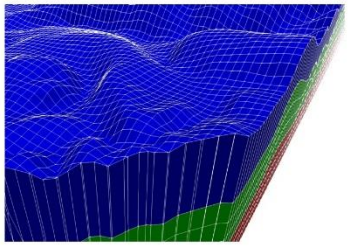
## Развитие технологий моделирования



## Дискретизация по пространству

Неструктурированные сетки:
- Треугольнопризматические
- Гексаэдральные





Метод конечных объемов (МКО), аппроксимация потока через грань:
- Линейная двухточечная (TPFA)
- Линейная многоточечная (MPFA-O)
- Нелинейная двухточечная монотонная (NTPFA-B)
- Нелинейная многоточечная с принципом максимума (NMPFA-B)



## Система нелинейных уравнений

Дискретизация приводит к следующей нелинейной системе:

$$F(h) \equiv \mathbf{A}(h)h - f(h) = 0$$

Решение итерационным методом:

$$h^{k+1} = h^k + \omega \Delta h$$

Решатели:
- Метод Ньютона
- Метод простой итерации (метод Пикара)

## Метод продолжения по нелинейности

Вводится **параметр продолжения** $q$:

$$-\nabla\cdot\left(K_r\left(h\right)\mathbf{K}\nabla h\right)=Q$$

$$-\nabla\cdot\left(\kappa\left(h,q\right)\mathbf{K}\nabla h\right)=Q$$

Здесь

$$\kappa\left(h,0\right)\equiv 1,\quad \kappa\left(h,1\right)\equiv K_r\left(h\right),\quad \text{напр.}:\kappa\left(h,0\right)=K_r^q\left(h\right)$$



## Метод продолжения по нелинейности

Последовательность задач, решаемых методом Ньютона:

$$-\nabla\cdot\left(\kappa\left(h,0\right)\mathbf{K}\nabla h\right)=Q$$

Линейная задача

$$-\nabla\cdot\left(\kappa\left(h,0.25\right)\mathbf{K}\nabla h\right)=Q$$

…

$$-\nabla\cdot\left(\kappa\left(h,1\right)\mathbf{K}\nabla h\right)=Q$$

Исходная задача

## Метод Ньютона

Линейная система с матрицей Якоби:

$$\mathbf{J}\left(h^k\right)\Delta h = -F\left(h^k\right)$$

- Квадратичная сходимость
- Необходима гладкость функций
- Матрица Якоби хуже обусловлена, чем $\mathbf{A}$
- **Нужно хорошее начально приближение**



## Метод простой итерации

$$\mathbf{A}\left(h^k\right)h^{k+1} = f\left(h^k\right)$$

или

$$\mathbf{A}\left(h^k\right)\Delta h = -F\left(h^k\right)$$

- Линейная сходимость
- Не нужны производные
- Важен для нелинейных схем МКО

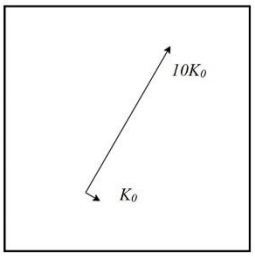


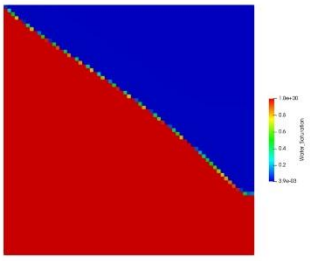
## Комбинированный решатель

- Первые итерации выполняются с помощью МПИ для улучшения начального приближения
- На первых итерациях можно отключить линейный поиск

## Задача о дамбе с полным тензором фильтрации

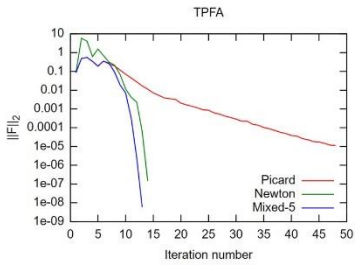
- Квадратная дамба с анизотропным повернутым тензором фильтрации
- Слева – тензор фильтрации
- Справа – распределение насыщенности

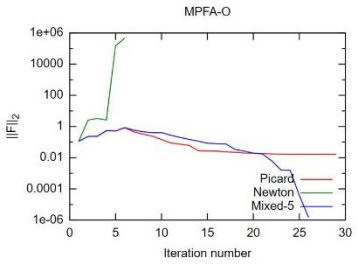


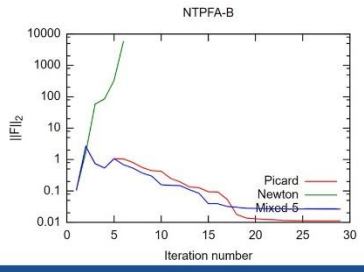



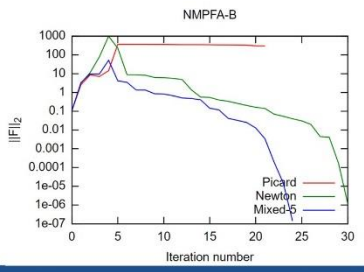
www.ibrae.ac.ru

## Задача о дамбе с полным тензором фильтрации



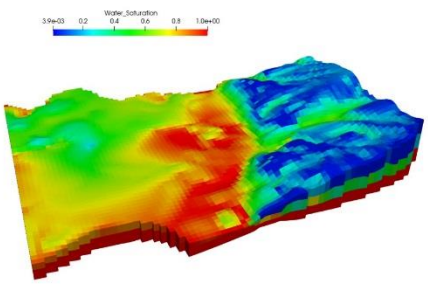



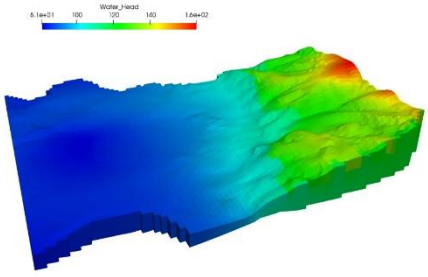




www.ibrae.ac.ru

## Задача о реальном объекте

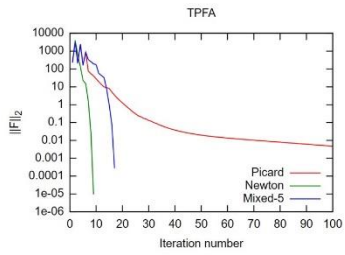
- 64 км$^2$
- 3 слоя, 7 материалов, анизотропный тензор фильтрации
- Слева – распределение насыщенности, справа – напора

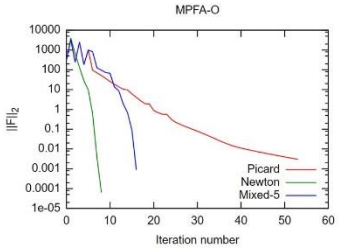


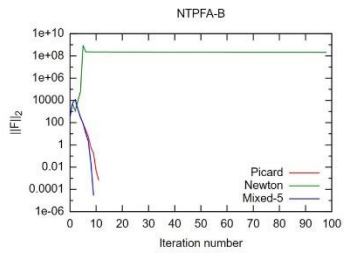



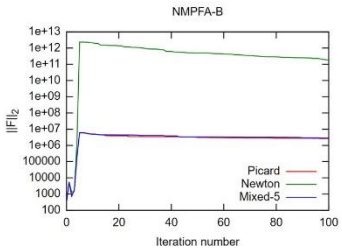



## Задача о реальном объекте



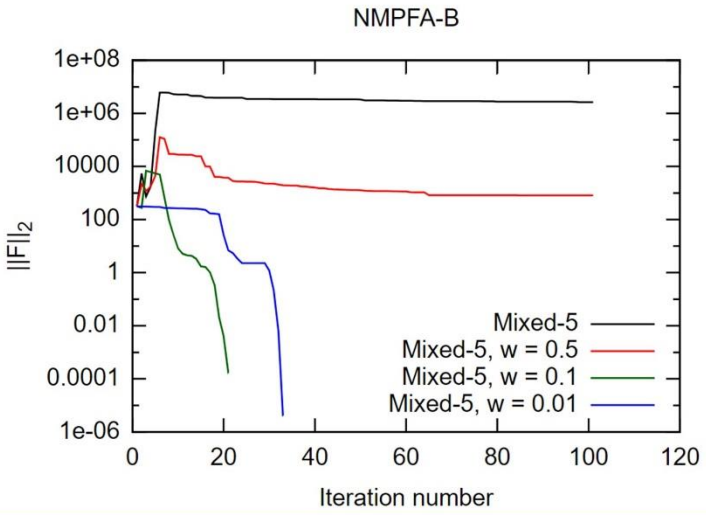




www.ibrae.ac.ru

## Задача о реальном объекте – схема NMPFA-B



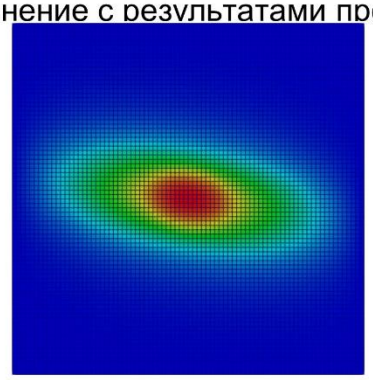
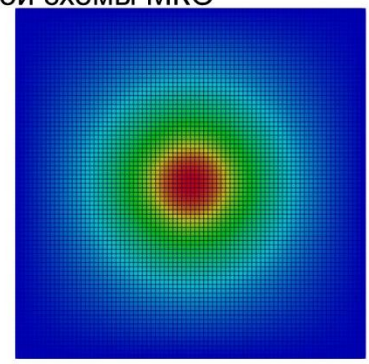



## Метод опорных операторов (mimetic finite difference)

- Предложен в начале 1980-х гг. А.А. Самарским и коллегами
- Развит позднее за границей, популярен в LANL
- Выбирается **опорный** оператор ($DIV_h$) и для него строится простая аппроксимация
- Аппроксимация остальных операторов ($GRAD_h$) строится согласованно, чтобы выполнялся аналог формулы Грина
- Вводит лишние неизвестные
- Работает на широком классе сеток, в т.ч. с невыпуклыми ячейками

## Проверка работы на разных сетках

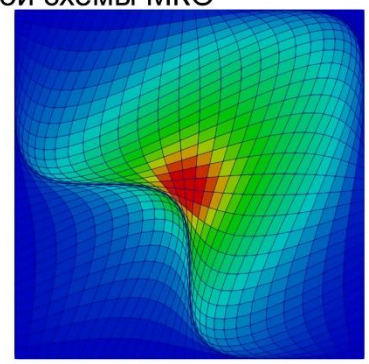
- Закачка в скважину в области из материала с полным тензором фильтрации
- Сравнение с результатами простой схемы МКО

www.ibrae.ac.ru

## Проверка работы на разных сетках

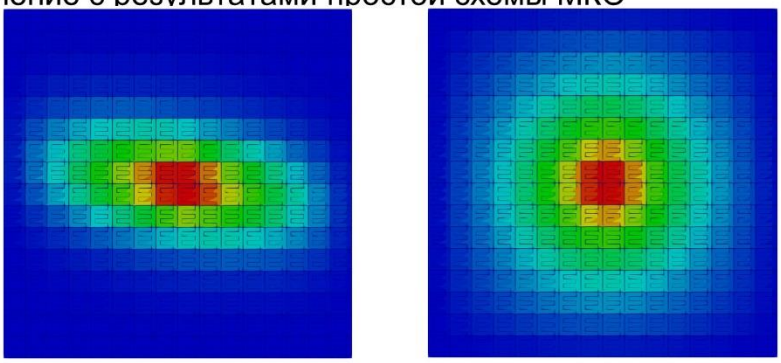
- Закачка в скважину в области из материала с полным тензором фильтрации
- Сравнение с результатами простой схемы МКО



www.ibrae.ac.ru

## Проверка работы на разных сетках

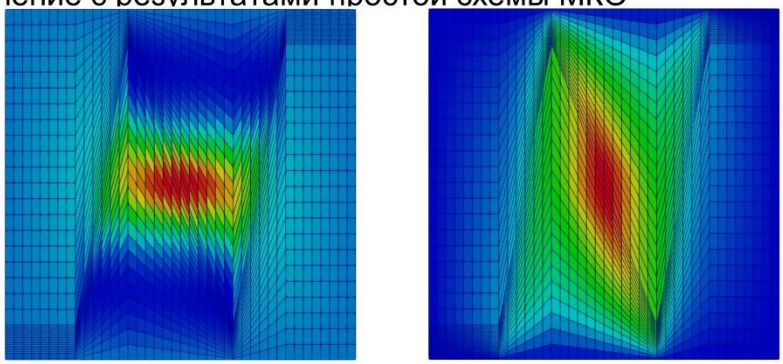
- Закачка в скважину в области из материала с полным тензором фильтрации
- Сравнение с результатами простой схемы МКО



www.ibrae.ac.ru

## Проверка работы на разных сетках

- Закачка в скважину в области из материала с полным тензором фильтрации
- Сравнение с результатами простой схемы МКО



www.ibrae.ac.ru

## Сравнение работы на задаче о капиллярном барьере

- Сильно нелинейная задача, интересует число шагов продолжения и общие временные затраты

| | Время расчета, с | Шагов продолжения | Итераций метода Ньютона |
|---|---|---|---|
| TPFA | 89,7 | 33 | 829 |
| MPFA-O | 375,0 | 71 | 667 |
| NTPFA-B | 48,7 | 35 | 409 |
| NMPFA-B | 63,0 | 32 | 493 |
| MFD | 35,8 | 13 | 117 |



## Заключение

- В рамках метода продолжения для задач с умеренной нелинейностью рассмотрены различные решатели: метод Ньютона, метод Пикара и их комбинация
- Комбинированный решатель помогает улучшить сходимость
- Внедрен новый метод дискретизации – метод опорных операторов
- Несмотря на сложность в построении, метод опорных операторов показал хорошую работу в рамках метода продолжения

# КИНЕТИЧЕСКАЯ И МИКРОСКОПИЧЕСКАЯ МОДЕЛИ ЭВОЛЮЦИИ ЖИДКИХ ВКЛЮЧЕНИЙ В ГАЛИТАХ В ПОЛЕ ГРАДИЕНТА ТЕМПЕРАТУРЫ

Корчагина О.О.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

В качестве среды для создания подземных хранилищ радиоактивных отходов (РАО) рассматриваются залежи галитов. Обеспечение коррозионной безопасности таких хранилищ связано с недопущением попадания рассола, содержащегося в галитах в виде жидких включений в области с контейнерами, содержащими РАО. В результате зависимости скорости миграции от изотермического размера [1,2], жидкие включения способны коалесцировать друг с другом, образовывая капли большего размера и распадаться по достижении критического размера.

Для описания эволюции жидких включений в монокристалле галита было получено уравнение типа Больцмана (1) для функции распределения в зависимости от изотермического размера и пространственного распределения включений с учетом мгновенного равновероятностного распада. При этом считается, что при столкновении размер нового включения является аддитивной величиной.

$$\frac{\partial f_i}{\partial t} - V_i \frac{\partial f_i}{\partial y} = -f_i \sum_{j=0}^{I} a_{ij} f_j + \sum_{j,k=0}^{I} a_{jk} f_j f_k \begin{cases} \Delta r \delta\left(R_j + R_k - R_i\right), \;\; j+k < I+1-\dfrac{r}{\Delta r} \\ \dfrac{1}{j+k+1}, \;\; I+1-\dfrac{r}{\Delta r} \le j+k \le I, \;\; i = \overline{0,\, j+k} \\ \dfrac{1}{2I}+1-\left(j+k\right), \;\; I < j+k < 2I, \;\; i = \overline{j+k-I,\, I} \end{cases} \quad . (1)$$

где $a_{i,j} = \Delta r \pi \left(R_i + R_j\right)^2 \left|v_i - v_j\right|$.

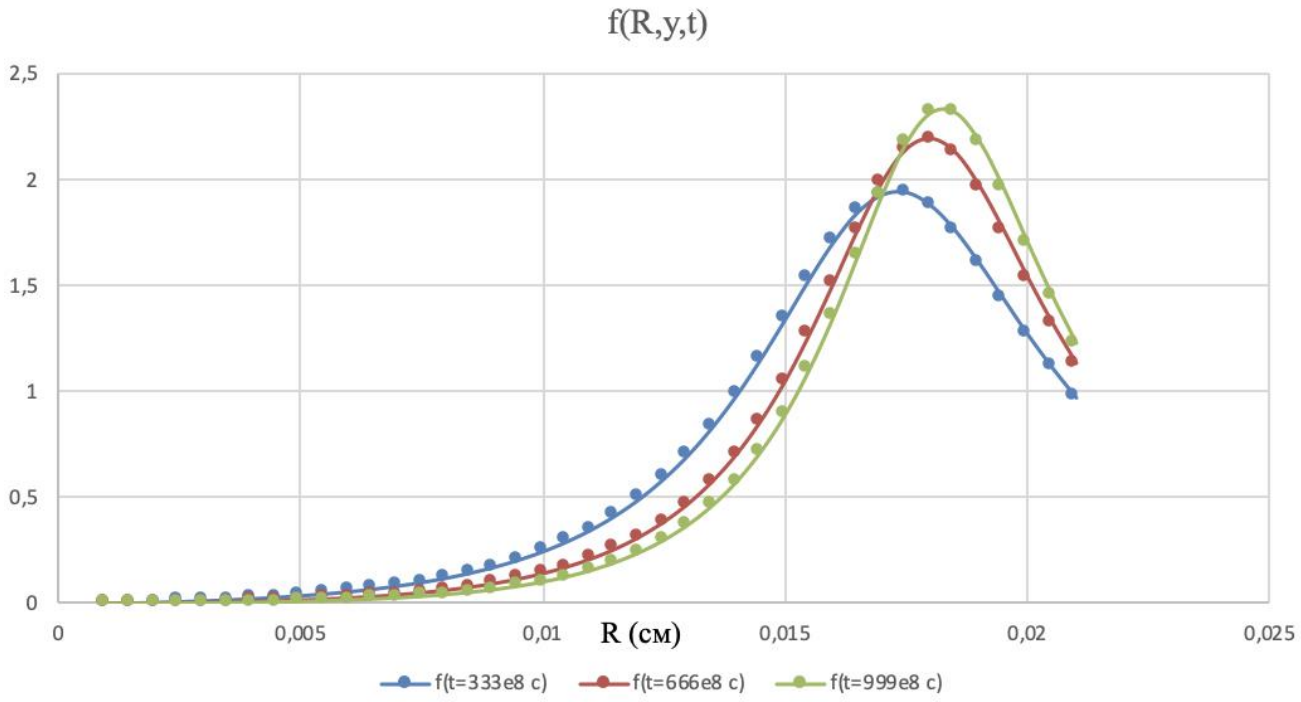



Рисунок 1 - Зависимости f(R) для разных значений времени

Работа выполнена при финансовой поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (проект 20-08-01192).

# Введение

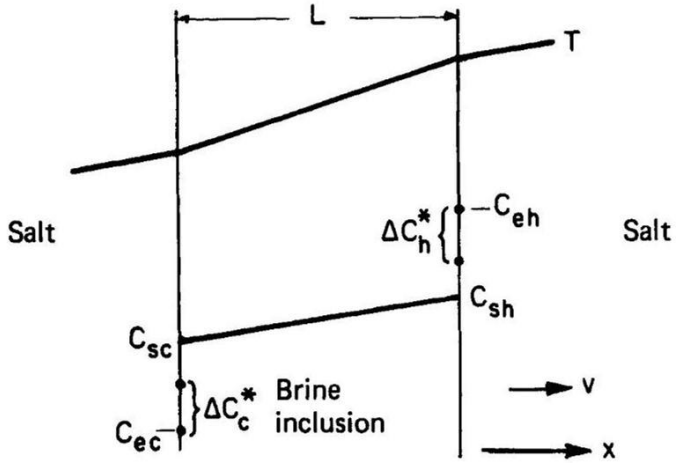
- Соляные породы рассматриваются в качестве среды для захоронения РАО
- В соляных породах содержатся жидкие включения, которые мигрируют в направлении градиента температуры, к источнику тепла.

Галит

# Цель работы:

Разработка кинетической и микроскопической моделей, описывающих эволюцию жидких включений в галитах в поле высокого градиента температуры.

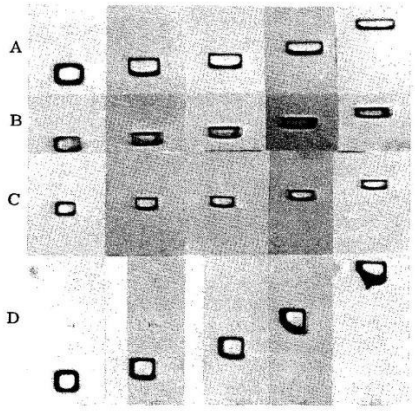
# Механизм миграции жидких включений




Микроскопическая модель миграции жидкого включения с бесконечными гранями

# Характер миграции включения

Существует два основных режима миграции: неустановившийся и стационарный




Неустановившейся период:

Меняется форма включения (вытягивается вдоль изотермического направления)

Меняется скорость миграции (растет)

# Математическая модель

$$\frac{\partial C}{\partial t} + \boldsymbol{V}\nabla C - D\Delta C = 0$$

Граничные условия:

$$C\big|_{\Gamma} = C_e(T)\cdot\exp\left(\frac{\Delta\mu}{RT}\right)\exp\left(-\frac{\upsilon_S \Delta p}{RT}\right)$$

$$D\frac{\partial C}{\partial n}\bigg|_{\Gamma} = -C_s V_n$$

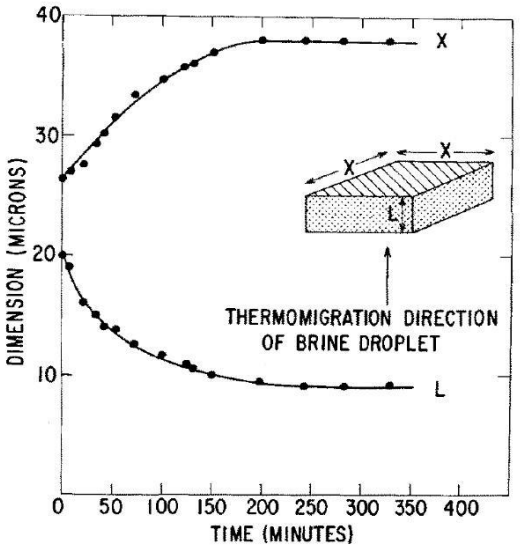
Начальные условия:

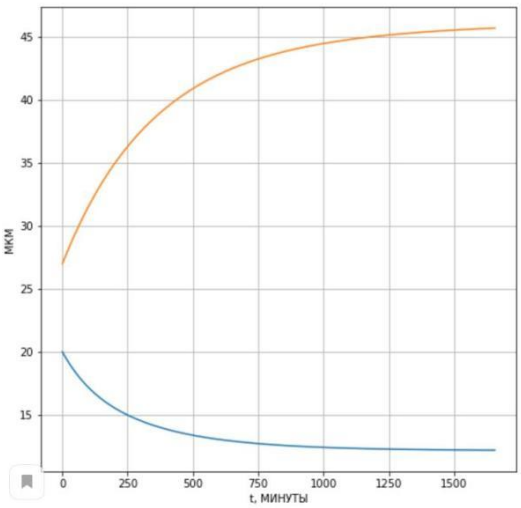
$$C(t=0) = C_{e0}$$

$$T(t=0) = T_0$$

# Результаты расчетов

Изменение изотермического размера



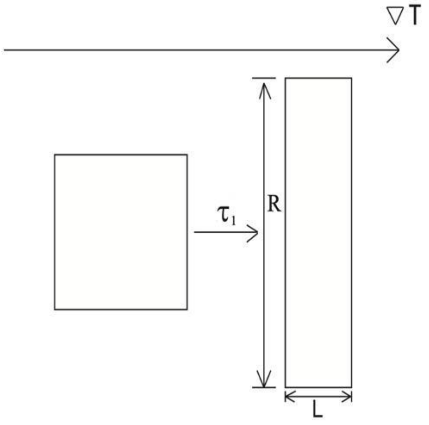



# Характер миграции включения

- Стационарный период

$$V = D\frac{C_l}{C_s}\left[\left(\frac{1}{C_E}\frac{\partial C_E}{\partial T}+\sigma\right)G_l - \frac{K_D+K_S}{(RT)L}\right] \text{ [1]}$$

$$G_l \sim \frac{R}{L}\nabla T$$




Переход к стационарному режиму

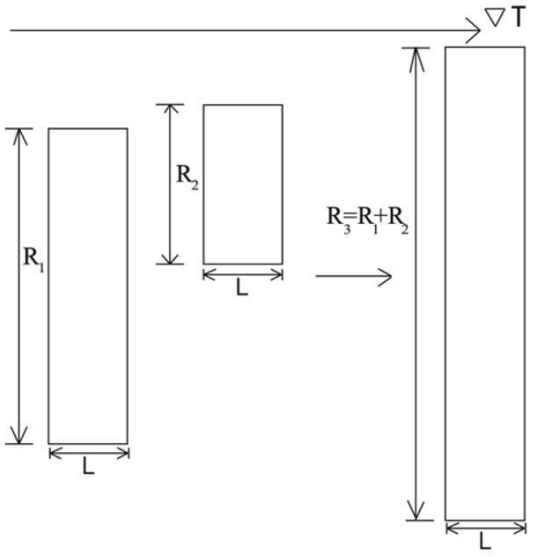
[1] T. R. Anthony and H. E. Cline. Thermal Migration of Liquid Droplets through Solids. Journal of Applied Physics 42, 3380 (1971)



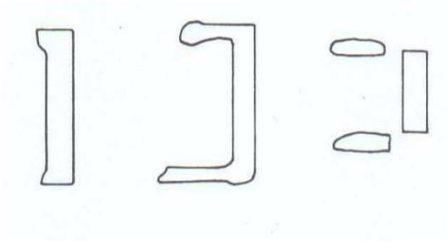
# Коалесценция жидкого включения

$$V \sim \frac{R}{L} \qquad L = const$$

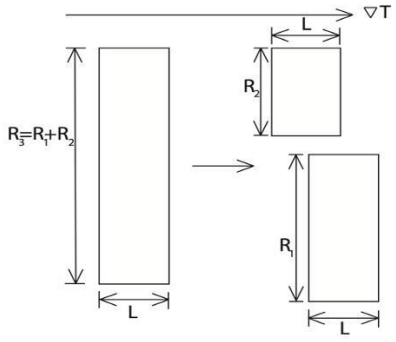
- Сохраняется объем



# Распад неустойчивых включений



Включения, размер которых больше критического максимального размера $R_i > R_{cr}^{\max}$, распадаются






# Функция распределения ансамбля жидких включений

Для описания эволюции ансамбля жидких включений в галитах в простейшем приближении было получено уравнение типа Больцмана для функции распределения в зависимости от изотермического размера включения с учетом коалесценции и мгновенного равновероятностного бинарного распада в стационарном периоде термомиграции

$$\frac{\partial f_i}{\partial t} = -f_i \sum_{j=0}^{I} a_{ij} f_j + \sum_{j,k=0}^{I} a_{jk} f_j f_k \begin{cases} \Delta r \delta\left(R_j + R_k - R_i\right), & j+k < I+1-\dfrac{r}{\Delta r} \\ \dfrac{1}{j+k+1}, & I+1-\dfrac{r}{\Delta r} \le j+k \le I, \quad i = \overline{0, j+k} \\ \dfrac{1}{2I}+1-(j+k), & I < j+k < 2I, \quad i = \overline{j+k-I, I} \end{cases}$$

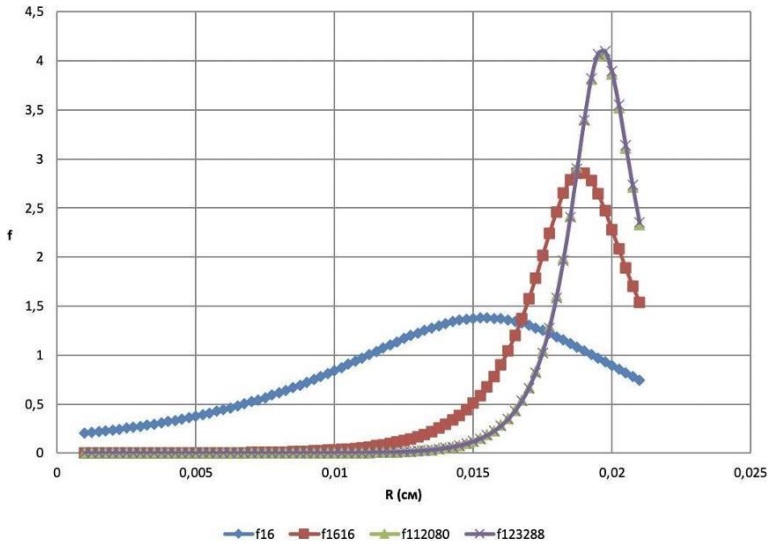
$a_{i,j} = \Delta r \pi \left(R_i + R_j\right)^2 \left|V_i - V_j\right|$ $\pi(R_i + R_j)^2 -$ эффективная площадь взаимодействия включений

## Функция распределения ансамбля жидких включений

- Далее была учтена пространственная зависимость функции распределения

$$\frac{\partial f_i}{\partial t} - V_i \frac{\partial f_i}{\partial y} = -f_i \sum_{j=0}^{I} a_{ij} f_j + \sum_{j,k=0}^{I} a_{jk} f_j f_k \begin{cases} \Delta r \delta\left(R_j + R_k - R_i\right), & j+k < I+1-\dfrac{r}{\Delta r} \\ \dfrac{1}{j+k+1}, & I+1-\dfrac{r}{\Delta r} \le j+k \le I, \quad i = \overline{0, j+k} \\ \dfrac{1}{2I}+1-(j+k), & I < j+k < 2I, \quad i = \overline{j+k-I, I} \end{cases}$$

## Результаты



# Вывод

Разработана микроскопическая модель эволюции жидкого включения в поле градиента температуры с учетом поверхностных явлений.
Создан программный комплекс для численной реализации этой модели.
Сравнение результатов расчетов с экспериментальными данными показали их хорошее совпадение.

Построена кинетическая модель эволюции жидких включений в соляных породах при высоких градиентах температуры
В модели учтено:
– явление коалесценции, вызванное зависимостью скорости миграции от размера включений
– бинарный распад, вызванный неустойчивостью скоалесцированных включений

# Результаты

Считается, что установление происходит с $t = 3,3 \times 10^{13} c \approx 10^{6} лет$

| t(c) | $4,8\times10^{9}$ | $4,8\times10^{11}$ | $3,3\times10^{13}$ | $3,7\times10^{13}$ |
|---|---|---|---|---|
| R (см) | 0,155 | 0,01875 | 0,01975 | 0,01975 |
| $f_{max}$ | 1,38 | 2,86 | 4,07 | 4,09 |

# РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА КОРИДА И ОПЫТ ЕГО ПРИМЕНЕНИЯ ПРИ РЕШЕНИИ ЗАДАЧ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И РАО

Аракелян А.А., Блохин А.И., Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Крючков Д.В., Панченко С.В., Сипачев И.В.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

*Введение*

Высокий уровень требований по обоснованию безопасности обращения с радиоактивными отходами (РАО) и отработанным ядерным топливом (ОЯТ) предполагает наличие современных аттестованных программных средств (ПС), которые позволяют моделировать радионуклидный состав ОЯТ и РАО, их радиационные характеристики, пространственные распределения мощности дозы излучений и прогнозировать дозу возможного облучения персонала и населения. В соответствии с проводимой Госкорпорацией «Росатом» импорто-независимой политикой существенное развитие в последние годы получили отечественные разработки ПС, основанные на современных подходах к их созданию с учетом зарубежного опыта.

Колоссальный объем запланированных работ по практической реализации вывода из эксплуатации ОИАЭ, в том числе объектов ядерного наследия, в рамках федеральных целевых программ потребует проведения множества расчетных исследований для обоснования ядерной и радиационной безопасности объектов, включая долговременную безопасность при захоронении РАО. Для прогнозирования радионуклидных составов облученных материалов, их радиационных характеристик, а также создаваемых ими дозовых полей разрабатывается программный комплекс (ПК) КОРИДА («Программный Комплекс для Обоснования Радиационной безопасности объектов с Источниками ионизирующего излучения, Дозовый Аспект»).

Подробная информация о структуре и функциональных возможностях первой версии ПК КОРИДА/v1 представлена в работе [1] и на школе-семинаре в мае этого года. От ряда предприятий «Росатома» поступили заявки на приобретение этого комплекса.

В рамках данного доклада представлено текущее состояние разработок второй версии комплекса КОРИДА/v2, включая новые возможности:

– модуля нуклидной кинетики по расчету радионуклидных составов и радиационных характеристик остеклованных составных РАО, формируемых после переработки различных типов ОЯТ;

– графического редактора GRATOR по конвертации трехмерных моделей объектов, полученных с применением современных технологий лазерного сканирования;

– модулей Экорад-ДС для расчетов нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты и Экорад-Аква для оценки дозового воздействия ОИАЭ на население.

В докладе приведены примеры использования модулей ПК КОРИДА/v2 при решении некоторых задач, связанных с обращением с ОЯТ и РАО.

*Развитие модуля нуклидной кинетики*

Модуль нуклидной кинетики (TRACT_NUC [2]) предназначен для расчетов радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ, РАО и других материалов при нейтронном облучении в различных ЯЭУ. Модуль позволяет получать значения следующих характеристик: радионуклидный состав для заданного интервала времени нейтронного облучения и/или на заданный момент времени выдержки, выходы альфа- и бета-частиц, выходы и спектры нейтронного и гамма- излучений, энерговыделение, газонакопление (водород, гелий, тритий).

В рамках развития модуля реализованы дополнительные возможности, связанные с необходимостью более точного моделирования процесса переработки ОЯТ различного состава с выделением урана и плутония, а также расчета радиационных характеристик остеклованных РАО.

В качестве примера реализации новых возможностей модуля приведены результаты расчетов радионуклидных составов и радиационных характеристик остеклованных высокоактивных отходов, образующихся при переработке смеси ОЯТ, извлеченных из реакторов двух типов: ВВЭР-440 и БН-600 [3,4]. Начальные условия приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Исходные данные для расчетов характеристик ОЯТ

| Характеристика топлива | ВВЭР-440 | БН-600 |
|---|---|---|
| Тип источника | $UO_2$ | $UO_2$ |
| Обогащение по $^{235}U$, % | 4 | 26 |
| Выгорание, ГВт·сут/тU | 40 | 60 |
| Выдержка до переработки, лет | 7 | 14 |

Результаты расчетов изменения удельной активности ОЯТ и энерговыделения в процессе выдержки приведены на рисунках 1 и 2.

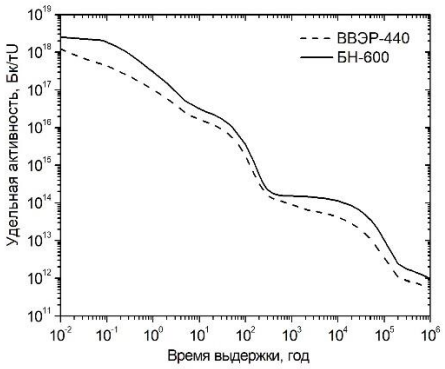



Рисунок 1 – Удельная активность ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и БН-600

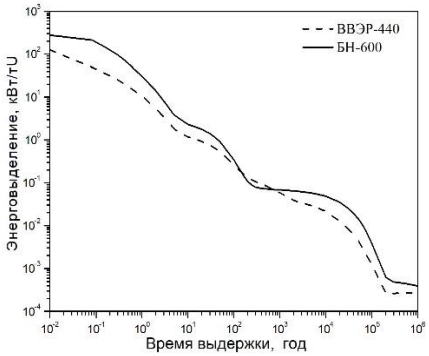



Рисунок 2 – Энерговыделение ОЯТ реакторов ВВЭР-440 и БН-600

Для моделирования процесса переработки двух типов ОЯТ и последующего формирования остекловыванных РАО на основе алюмофосфатного стекла (АФС) принимались следующие условия:

1) для остекловывания направлялись смеси РАО от ВВЭР-440 (РАО-1) и БН-600 (РАО-2) в соотношениях 70%, 30%, 80%, 20% и 90%, 10%, соответственно;

2) в АФС остается 0,01 % U и 0,025% Pu (от начального содержания в ОЯТ);

3) согласно технологическому процессу по переработке из 1 т смеси ОЯТ образуется ~1,68 т АФС.

Для рассмотренных составов РАО выполнены расчеты изменения их изотопного состава, удельной активности и энерговыделения в период времени выдержки от 0 до $10^6$ лет (рисунки 3 и 4), получены также удельные выходы нейтронов и гамма-квантов.

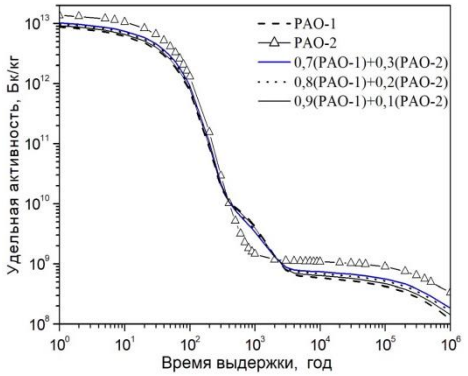



Рисунок 3 – Удельная активность АФС

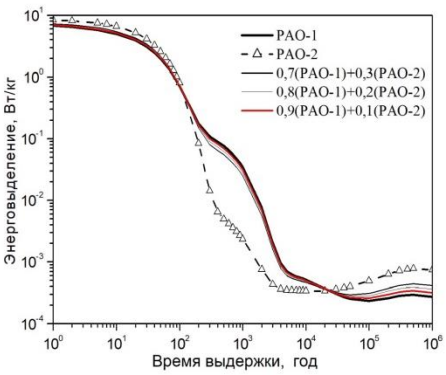



Рисунок 4 – Энерговыделение в АФС

различного состава различного состава

Аналогичные результаты расчетных исследований получены и для боросиликатного стекла (БСС), как альтернативной матрицы для глубинного захоронения РАО.

Для проведения подобных расчетов разработан соответствующий интерфейс модуля, облегчающий процесс подготовки исходных данных и обработки результатов.

Представленный пример демонстрирует возможности модуля TRACT_NUC для вариантных расчетов радиационных характеристик РАО, формируемых при различных сценариях переработки различных ОЯТ, включая их смеси.

В настоящее время проводятся работы по верификации и валидации этого модуля.

*Развитие модуля GRATOR*

Графический редактор GRATOR [5] позволяет импортировать в формате “step” модели объектов, создаваемые в САПР в виде набора тел-примитивов, редактировать их, создавать новые графические модели, конвертировать данные по геометрии, материалам и источникам излучений в формат файла исходных данных для программы TDMCC [6], визуализировать результаты расчетов, совмещая их с графической моделью. В новой версии ПК реализована дополнительная возможность импортировать геометрические параметры фрагментов из цифровой информационной модели объекта, созданной в среде REVIT [7] на основе данных лазерного сканирования.

Сканирование промышленных объектов с применением современных лазерных технологий обеспечивает оперативность и точность получения данных о геометрии объектов (габаритные размеры, ориентация, координаты размещения). Особую значимость эта технология приобретает при обследовании ЯРОО на завершающих стадиях жизненного цикла, когда реальное состояние объекта может существенно отличаться от проекта.

Первичные данные лазерного сканирования (ЛС) (например, помещения с оборудованием) в виде «облака точек» (рисунок 5,*а*) оцифровываются с помощью соответствующего программного обеспечения и поступают в среду информационного моделирования, созданную на основе пакета REVIT (рисунок 5,*б*, этап 1). Эту модель дополняют характеристиками материалов и источников излучения (объемных или поверхностных) и преобразуют в обменный файл в ifc-формате. В графическом редакторе GRATOR осуществляется импорт этого ifc-файла и преобразование его во внутренний

xml-формат (рисунок 5,*в*, этап 2). Далее пользователь редактирует графическую модель в соответствии с задачей оценки радиационной обстановки, заказывает вычисляемые величины, задает управляющие параметры и конвертацию этой модели (этап 3) в формат файла исходных данных для программы TDMCC (расчетная модель) для последующего расчета.

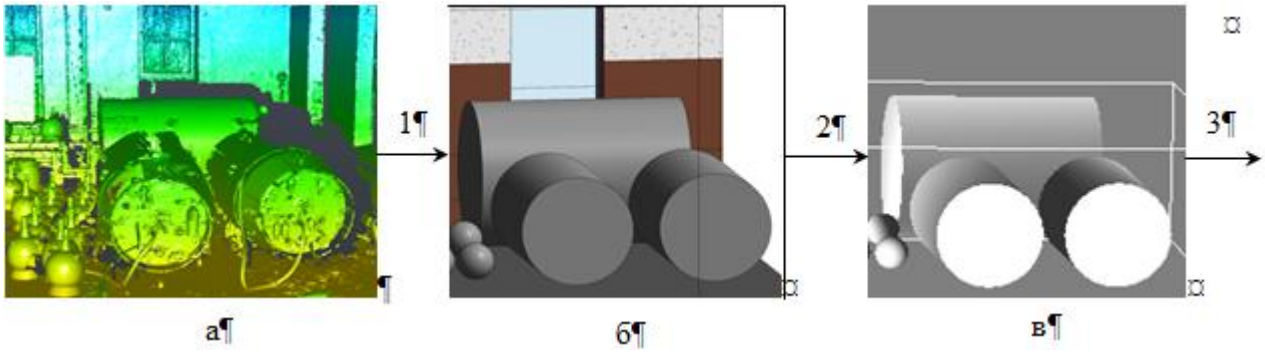



Рисунок 5 – Виды моделей помещения с оборудованием на этапах 1-2 их преобразований: а – «облако точек» от ЛС; б – оцифрованная модель в среде REVIT; в – модель в среде GRATOR; 3 – этап конвертации в расчетную модель

В результате расчетов могут быть получены пространственные распределения мощности эквивалентной дозы (МЭД) в объеме данного помещения от источников гамма-излучения на поверхностях оборудования (от поверхностного «загрязнения») для разработки, например, сценария демонтажа конструкций, обеспечивающего минимально возможную дозу облучения персонала.

Ниже приведены примеры применения ПК КОРИДА при прогнозировании радиационной обстановки около аппаратов химической технологии переработки ОЯТ на стадии их демонтажа.

*Расчеты поля МЭД около аппаратов химической технологии переработки ОЯТ*

На ряде предприятий Госкорпорации «Росатом» на стадии вывода из эксплуатации (ВЭ) находятся объекты, на которых осуществлялась переработка ОЯТ. В соответствии с проектом ВЭ в зданиях и помещениях этих объектов проводятся дезактивация и демонтаж оборудования с последующей их фрагментацией и упаковкой образующихся отходов в оборотные контейнеры.

В частности, предусмотрено извлечение аппаратов химической технологии из бетонных каньонов с перемещением на участок фрагментации крупногабаритного оборудования. На всех этапах этого процесса необходимо перед началом работ спрогнозировать радиационную обстановку около загрязненных радионуклидами

аппаратов для того, чтобы разработать сценарий демонтажных работ с минимально возможной дозой облучения персонала.

С этой целью в среде ПК КОРИДА разработаны расчетные модели нескольких аппаратов основных типоразмеров и проведены расчеты полей МЭД в каньонах с аппаратом, над каньонами после демонтажа верхнего перекрытия и в монтажном зале после извлечения аппарата. Удельные активности основного дозообразующего изотопа $^{137}Cs$ ($^{137m}Ba$) на поверхности каньона и на внешней поверхности аппарата были заданы в соответствии с данными КИРО.

Для примера на рис.6 приведены изображения сечений расчетной модели одного из аппаратов и поля МЭД над каньоном после демонтажа верхнего перекрытия.

На рисунке 7,а приведены высотные распределения МЭД(z) по оси аппарата без верхнего перекрытия от трех изотропных источников с энергией фотонов 0,662 МэВ, а на рисунке 7,б – радиальное распределение МЭД от всех источников излучения на расстоянии 1м от верхнего уровня перекрытия в монтажном зале.

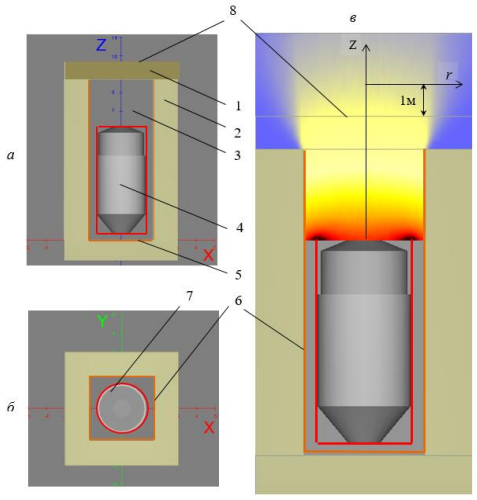



Рисунок 6 – Продольное (а) и поперечное (б) сечения расчетной модели аппарата в бетонном каньоне: 1 – верхнее перекрытие; 2 – стены каньона; 3 – воздух; 4 – аппарат; 5, 6 – модели поверхностных источников излучения на дне и стенах каньона, 7 – модель поверхностного цилиндрического источника излучения, 8 – верхний уровень плиты перекрытия; *в* – изображение поля МЭД над аппаратом без верхнего перекрытия

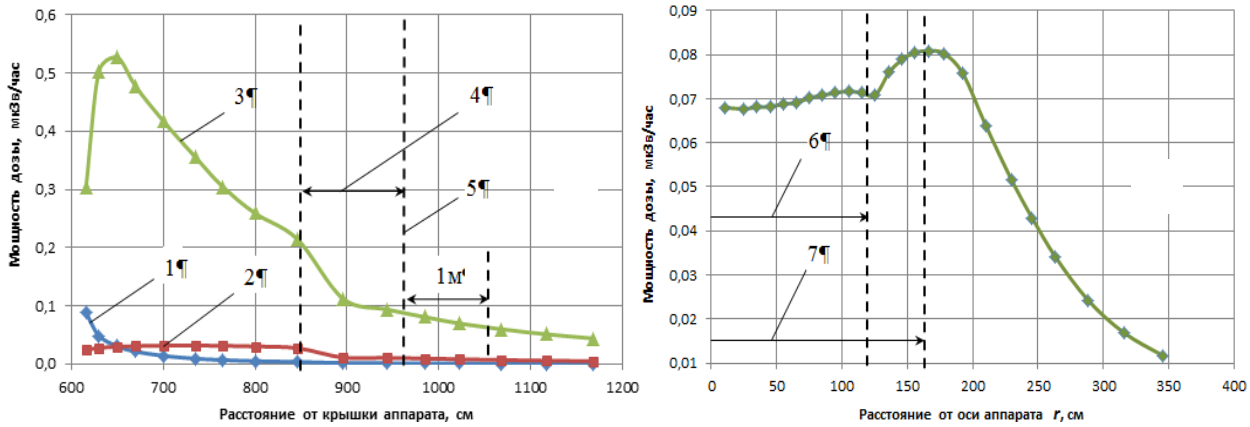



Рисунок 7 – Высотные распределения МЭД (а) по оси аппарата без перекрытия от источников: на крышке аппарата (1), на стенах каньона (2), на внешней боковой поверхности аппарата (3); 4 – толщина перекрытия; 5 – верхний уровень перекрытия; радиальное распределение МЭД (б) на расстоянии 1м от уровня перекрытия: 6 – радиус внешней поверхности аппарата; 7 – расстояние от оси аппарата до стены каньона

Получаемые результаты расчетов пространственных распределений МЭД около аппаратов могут быть использованы для прогнозирования радиационной обстановки в помещениях при проведении демонтажных работ.

*Модули Экорад-ДС и Экорад-Аква*

В состав второй версии ПК КОРИДА включены два новых модуля для расчетов нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты и дозы облучения населения при водопользовании.

Модуль Экорад-ДС предназначен для расчетов величины допустимого сброса (ДС) радиоактивных веществ в поверхностные водоемы объектами использования атомной энергии или иными промышленными объектами при нормальной эксплуатации. Расчеты основаны на «Методике разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей» [8] и на руководствах по безопасности при использовании атомной энергии РБ-126-17 [9] и РБ-126-21 [10]. Расчёт ДС радионуклидов проводится при соблюдении четырех критериев не превышения: дозовых нагрузок на население при водопользовании, уровней содержания в питьевой воде, удельной активности в донных отложениях и величины 0,1 ПЗУА жидких радиоактивных отходов.

Модуль Экорад-Аква служит инструментом для оценки доз облучения населения при потенциальном воздействии радиационного фактора в задачах обоснования радиационной безопасности ОИАЭ. Модуль позволяет проводить оценки для сценариев текущего и ретроспективного фактического загрязнения, основанием для которых служат данные мониторинга содержания радионуклидов в водной среде, а также для прогнозных

сценариев поступления радиоактивных веществ в водные объекты. В реализованной модели дозовые нагрузки на население формируются по трем путям воздействия: внешнее облучение человека в результате пребывания человека в зоне водопользования (пляж, нахождение в воде, орошаемые территории, заливные луга); внутреннее облучение за счет потребления питьевой воды, рыбы, а также растительной и мясомолочной продукции, произведённой на орошаемых из водоема территориях, а также внутреннее воздействие за счет ингаляционного поступления радионуклидов с вдыхаемым воздухом.

Для этих двух модулей проводятся работы по подготовке верификационных отчетов.

*Заключение*

В докладе представлены результаты разработки второй версии расчетно-прогностического комплекса КОРИДА/v2 и его использования для:

– расчетов радиационных характеристик смеси ОЯТ и остеклованных РАО;

– автоматизированной подготовки трехмерных расчетных моделей ядерно- и радиационно-опасных объектов на основе данных лазерного сканирования;

– расчетов пространственных распределений мощности дозы около промышленных аппаратов и контейнеров как источников фотонного излучения с целью прогнозирования дозовой нагрузки на персонал при демонтажных работах.

Разрабатываемый программный комплекс и получаемые результаты расчетов успешно используются на объектах атомной отрасли, таких как ПГЗРО НКМ, СХК, ГХК, ОДЦ УГР; получены запросы на его приобретение от ряда организаций для прогнозирования состояния объектов использования атомной энергии при выводе из эксплуатации, обеспечения безопасности мероприятий по обращению с ОЯТ и РАО.

При дальнейшем развитии программного комплекса предусмотрена реализация алгоритмов учета погрешностей ядерно-физических данных и оценки чувствительности результатов расчетов к неопределенности исходных данных. Разрабатывается модуль оперативной оценки мощности дозы на основе формализма факторов накопления с оценкой погрешностей приближенных расчетов. Реализуется перевод комплекса на кроссплатформенный интерфейс.

ЛИТЕРАТУРА

1. Блохин А.И., Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Сипачев И. В. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования радиационных полей с учетом изменений характеристик источников излучений и инженерных барьеров безопасности // ВАНТ, Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2019. Вып.4. С.78-86.

2. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачев И. В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 2 (3). – С. 95-104.

3. Блохин А. И., Блохин П. А., Казиева С. Т. Применение расчетного кода TRACT для оценок радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО класса 1. // Радиоактивные отходы. 2020. № 4 (13). С. 99-111. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-99-111.

4. А.С. Алой, А.И. Блохин, П.А. Блохин, Н.В. Ковалев. Радиационные характеристики боросиликатного стекла, содержащего высокоактивные отходы. Радиоактивные отходы. 2020. № 3. С. 93-100.

5. Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Сипачёв И.В. Специализированный графический редактор для разработки трехмерных моделей ЯРОО и конвертации геометрических параметров в формат монте-карловских программ / Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2018-05. – М.: ИБРАЭ РАН, 2018. – 11 с.

6. Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2010614412 от 07.07.2010.

7. Официальный сайт в сети интернет. Revit [Электронный ресурс] Режим доступа: https://www.autodesk.ru/products/revit.html, свободный.

8. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей: приказ Ростехнадзора от 22 декабря 2016 г. № 551.

9. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты». РБ-126-17: приказ Ростехнадзора от 25 июля 2017 г. № 281.

10. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты». РБ-126-21: приказ Ростехнадзора от 9 сентября 2021 г. № 297.

# КРОСС-ВЕРИФИКАЦИЯ И ВАЛИДАЦИЯ ПРОГРАММЫ TRACT НА ОСНОВЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ РЕАКТОРОВ ВВЭР-440 И ВВЭР-1000

Блохин А.И., Блохин П.А., Казиева С.Т.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва,*

Вопросы обоснования долговременной безопасности объектов использования атомной энергии (ОИАЭ актуальны в научном сообществе на сегодняшний день. Особое внимание уделяется проблеме обоснования долговременной безопасности при захоронении радиоактивных отходов (РАО) класса 1, образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и т.д. Состав РАО определяется составом ОЯТ и технологическими операциями при их переработке. Для обеспечения безопасного обращения с облученными материалами (ОЯТ и РАО), их транспортировки и захоронения необходимо проведение оценки радионуклидного состава облученного материала (ОЯТ, РАО и т.д.) и его радиационных характеристик (РХ).

Одним из основных инструментов для обоснования долговременной безопасности ОИАЭ является расчетное моделирование. В соответствии со статьей 26 Федерального закона № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» [1] при обосновании безопасности ОИАЭ должны применяться программные средства, аттестованные в Ростехнадзоре.

В связи с этим в ИБРАЭ РАН разрабатывается программное средство (ПС) TRACT [2, 3] для проведения оценки радионуклидного состава и РХ (ОЯТ, РАО и т.д.), которое на данный момент готовится к подаче на аттестацию. Для численного решения системы дифференциальных уравнений, представляющих собой математическую модель нуклидной кинетики, используется метод матричной экспоненты Дж. Сиделла [4]. Для обеспечения моделирования изменения радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО в результате ядерных реакций при нейтронном облучении и вследствие радиоактивного распада нестабильных изотопов отобраны и протестированы ядерно-физические константы, входящие в международные и национальные библиотеки ядерно-физических данных (EAF-2010 [5], БРОНД-3/А [6], JEFF-3.3 [7], ENDF/B-VII [8] и т.д.) [2].

Для подготовки ПС TRACT к подаче на аттестацию осуществляется её валидация (при сопоставлении с экспериментальными данными) и кросс-верификация (при

сопоставлении с результатами расчетов по другим аттестованным программам для ЭВМ) на основе экспериментальных данных реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Для выполнения валидации и кросс-верификации ПС были проанализированы реакторные эксперименты и отобраны измерения для ОЯТ ВВЭР-440 [9] и ВВЭР-1000 [10], которые могут рассматриваться в качестве реперных [11, 12]. С помощью программы TRACT проведены расчеты накопления продуктов деления и актинидов при различных уровнях выгорания топлива ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 и выполнено сравнение полученных результатов расчетов с экспериментальными данными, а также сопоставление с аналогичными расчетными результатами, полученными по зарубежным программам HELIOS и SCALE-4.4 [13, 14].

**Краткое описание реакторных экспериментов для ВВЭР-440 и ВВЭР-1000**

Был проведен анализ реакторных экспериментов, проведенных на российских реакторах. Для проведения валидации и кросс-верификации были выбраны исследования изотопного состава типичной рабочей сборки ТВС:

с 4-го блока Нововоронежской АЭС (НВАЭС) с реактором типа ВВЭР-440 [9, 15];

с 1 блока Калининской АЭС, со 2 и 3 блоков Балаковской АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 [11, 12, 13].

Для каждого рассмотренного образца флюенс нейтронов и глубину выгорания определяли двумя способами [11]: методом тяжелых атомов (МТА) и методом накопления продуктов деления (НПД). При определении выгорания по методу НПД в качестве мониторов использовали продукты деления тяжелых ядер $^{137}$Cs, $^{148}$Nd, а также суммарное накопление изотопов $^{145}$Nd и $^{146}$Nd. Также уточнены данные по начальному изотопному обогащению по $^{235}$U для всех образцов.

Для образцов ОЯТ из реактора ВВЭР-440 при различных уровнях выгорания топлива от 22,6 до 47,5 ГВт·сут/т $UO_2$ в зависимости от рассматриваемого образца были измерены массовые выходы актинидов и продуктов деления:

актинидов:

$^{234}_{92}U$, $^{235}_{92}U$, $^{236}_{92}U$, $^{238}_{92}U$, $^{237}_{93}Np$, $^{238}_{94}Pu$, $^{239}_{94}Pu$, $^{240}_{94}Pu$, $^{241}_{94}Pu$, $^{242}_{94}Pu$,

$^{241}_{95}Am$, $^{242m}_{95}Am$, $^{243}_{95}Am$, $^{244}_{96}Cm$, $^{245}_{96}Cm$,

продуктов деления:

$^{95}_{42}Mo$, $^{99}_{43}Tc$, $^{101}_{44}Ru$, $^{105}_{46}Pd$, $^{108}_{46}Pd$, $^{109}_{47}Ag$

$^{133}_{55}Cs$, $^{134}_{55}Cs$, $^{135}_{55}Cs$, $^{137}_{55}Cs$, $^{140}_{58}Ce$, $^{142}_{58}Ce$, $^{144}_{58}Ce$

$^{142}_{60}Nd$, $^{143}_{60}Nd$, $^{144}_{60}Nd$, $^{145}_{60}Nd$, $^{146}_{60}Nd$, $^{148}_{60}Nd$, $^{150}_{60}Nd$

$^{147}_{62}Sm$, $^{148}_{62}Sm$, $^{149}_{62}Sm$, $^{150}_{62}Sm$, $^{151}_{62}Sm$, $^{152}_{62}Sm$, $^{154}_{62}Sm$, $^{151}_{63}Eu$, $^{153}_{63}Eu$, $^{154}_{63}Eu$, $^{155}_{63}Eu$, $^{155}_{64}Gd$

Для образцов ОЯТ из реактора ВВЭР-1000 с различными уровнями выгорания топлива были измерены массовые выходы 3 изотопов урана, 12 актинидов и 5 продуктов деления:

изотопы урана: $^{235}$U, $^{236}$U, $^{238}$U;

изотопы плутония: $^{238}$Pu, $^{239}$Pu, $^{240}$Pu, $^{241}$Pu, $^{242}$Pu;

изотопы америция: $^{241}$Am, $^{243}$Am;

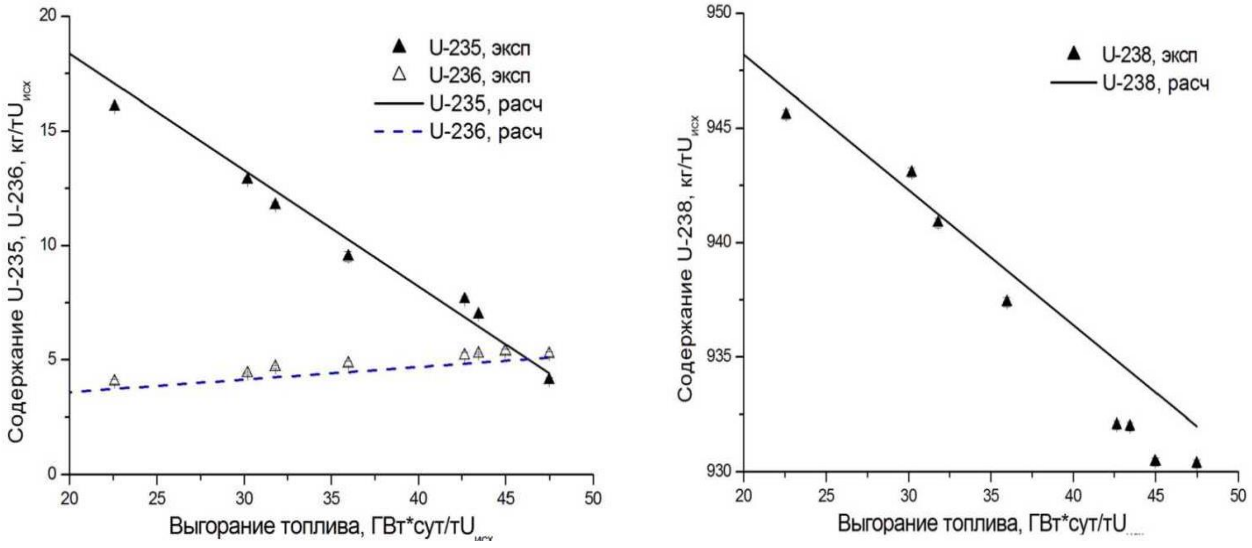
изотопы кюрия: $^{242}$Cm, $^{244}$Cm;

изотопы неодима: $^{142}$Nd, $^{143}$Nd, $^{144}$Nd, $^{145}$Nd, $^{146}$Nd.

**Результаты расчетов массовых выходов актинидов и продуктов деления для ОТВС ВВЭР-440**

Нейтронные потоки и энергетические спектры нейтронов для АЗ ВВЭР-440 были получены расчетными методами. Расчеты были выполнены в 2-D геометрии с геометрическими параметрами, соответствующими проекту ВВЭР-440 [15].

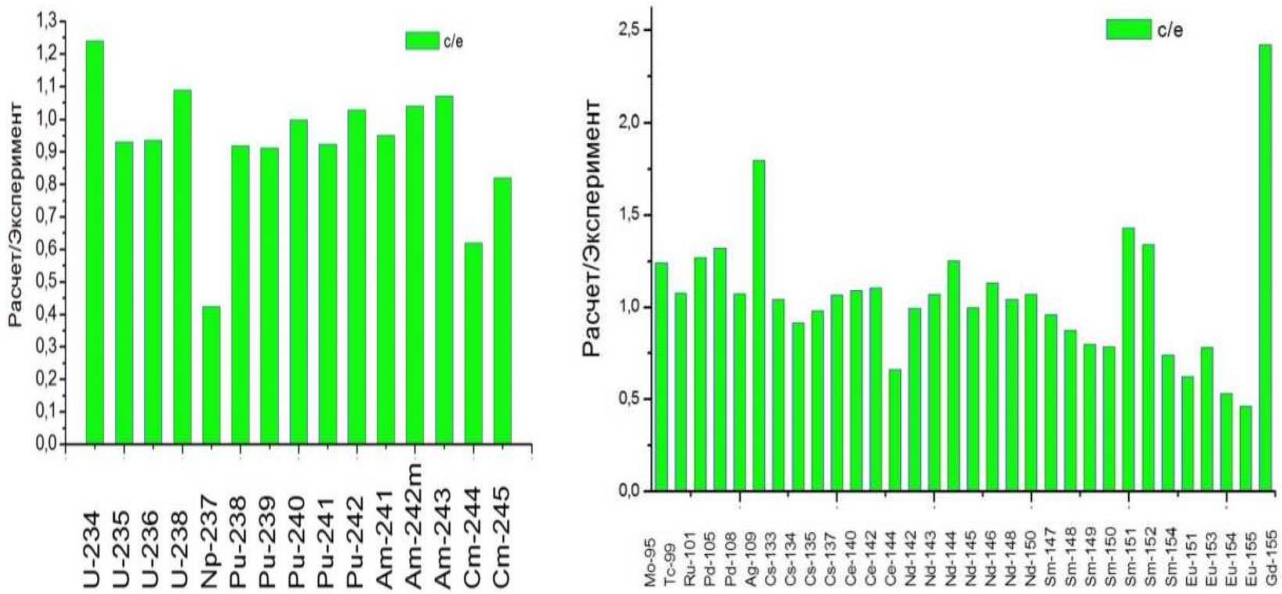
Расчетные данные по массовым выходам актинидов и продуктов деления были получены с помощью программы TRACT в области выгораний от 20 до 48 ГВт·сут/т $UO_2$. В расчетах были учтены уровни нейтронных потоков для положений образцов в твэлах, которые были взяты из расчетов нейтронных характеристик АЗ.




а) б)

Рисунок 1– Зависимости содержания от выгорания топлива а)$^{235}$U и $^{236}$U; б) $^{238}$U

На рис. 1 представлены экспериментальные и расчетные данные по содержанию актинидов: изотопов $^{235}$U, $^{236}$U и $^{238}$U в отобранных образцах ОЯТ.




а) б)

Рисунок 2 - Отношения «Расчет/эксперимент» для накопления в образце 57 при уровне выгорания топлива 36 ГВт·сут/тU$_{исх}$ а) актинидов; б) продуктов деления

Представлены результаты в виде отношения «Расчет/эксперимент» (рис. 2 а), б)) для накопления актинидов и продуктов деления в образце 57 при уровне выгорания топлива 36 ГВт·сут/тU$_{исх}$. Этот образец был выбран из практических соображений,

поскольку большая часть партии ОЯТ с реакторов ВВЭР-440 имеет примерно такой же уровень выгорания.

Измеренные и расчетные величины для изотопов $^{235}U$ и $^{236}U$ согласуются в пределах до 10%. Для большинства актинидов значения концентраций вычисляются с достаточной для практики точностью, за исключением $^{237}Np$ и $^{244}Cm$, что наблюдается также и в аналогичных работах других авторов. Как отмечено в работе [16], причиной таких отклонений может быть неточность в экспериментальных результатах, например, для одного из образцов содержание $^{237}Np$ определено с погрешностью в 39%, а $^{244}Cm$ - с погрешностью 33%.

Расчётные значения выходов продуктов деления согласуются с измерениями в пределах 20%, однако для стабильных и долгоживущих продуктов деления с малым выходом наблюдаются достаточно большие интервалы расхождений (изотопы $^{109}Ag$, $^{134}Cs$ и $^{155}Gd$). В работе [16] сделано предположение, что это может быть связано с погрешностью измерений [16]. Измерения выходов отдельных продуктов деления имеют погрешность в несколько десятков процентов. И именно для этих нуклидов мы имеем большие расхождения между измеренными и расчетными величинами. Например, изотоп $^{155}Gd$ имеет выход 0,001140 кг/т$U_{исх}$ и экспериментальная погрешность его определения радиохимическим методом равна 97% [16].

**Результаты расчетов массовых выходов актинидов и продуктов деления для ОТВС ВВЭР-1000**

Нейтронные потоки и энергетические спектры нейтронов для АЗ ВВЭР-440 были получены расчетными методами. Расчеты были выполнены в 2-D геометрии с параметрами, соответствующими проекту ВВЭР-1000 [15]. Расчетные данные по составам ОЯТ были получены с помощью программы TRACT в области выгораний от 10 до 50 ГВт·сут/т$UO_2$.

Таблица 1 – Сравнение расчетных и экспериментальных данных по накоплению актинидов и продуктов деления в ОЯТ ВВЭР-1000 (образец № 912) БАЭС-3 при уровне выгорания топлива 46,2±0,7 ГВт·сут/т$UO_2$

| № п/п | Изотоп | ε, % | Расчет/Эксперимент | | |
|---|---|---|---|---|---|
| | | | TRACT | HELIOS [13] | SCALE 4.4 [14] |
| 1 | $^{235}U$ | 0,1 | 1,001 | 0,92 | 1,002 |
| 2 | $^{236}U$ | -9,6 | 0,904 | 0,94 | 0,918 |
| 3 | $^{238}U$ | 0,2 | 1,002 | -- | 0,998 |
| 4 | $^{238}Pu$ | -12,4 | 0,876 | 0,65 | 0,847 |
| 5 | $^{239}Pu$ | -7 | 0,93 | 0,88 | 1,100 |
| 6 | $^{240}Pu$ | -11 | 0,89 | 0,98 | 1,008 |

Продолжение таблицы 1

| | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| 7 | $^{241}$Pu | -5,5 | 0,945 | 0,85 | 1,023 |
| 8 | $^{242}$Pu | -11 | 0,89 | 0,84 | 0,903 |
| 9 | $^{241}$Am | 4,3 | 1,043 | 0,85 | 1,062 |
| 10 | $^{243}$Am | 10,6 | 1,106 | 0,90 | 1,124 |
| 11 | $^{242}$Cm | -6,8 | 0,932 | 0,86 | 0,960 |
| 12 | $^{244}$Cm | 7,4 | 1,074 | 0,79 | 1,044 |
| 13 | $^{142}$Nd | -12 | 0,88 | 0,90 | 0,830 |
| 14 | $^{143}$Nd | -0,2 | 0,998 | 0,97 | 0,998 |
| 15 | $^{144}$Nd | -18,8 | 0,812 | 0,79 | 0,726 |
| 16 | $^{145}$Nd | -0,7 | 0,993 | 1,01 | 0,974 |
| 17 | $^{146}$Nd | -1,8 | 0,982 | 0,99 | 0,997 |

В табл. 1 представлены результаты сравнения экспериментальных данных с расчетными данными, полученными по ПС TRACT, HELIOS [13], SCALE-4.4 [14] в виде отношения «Расчет/эксперимент» для концентраций накопленных актинидов и продуктов деления в ОЯТ ВВЭР-1000. Отметим, что в работе [13] не представлены расчетные данные по $^{238}$U.

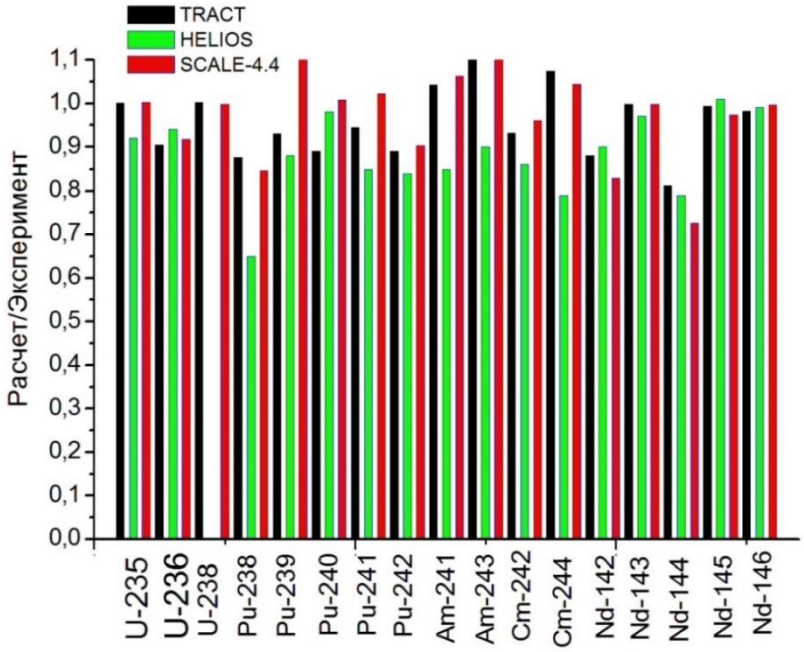



Рисунок 3 – Отношение «Расчет/эксперимент» для накопления актинидов в образце №912 БАЭС-3 при уровне выгорания топлива 46,2±0,7 ГВт·сут/т$UO_2$

Представлены отношения расчетных и экспериментальных результатов по содержанию актинидов и продуктов деления в образце № 912 ОЯТ (рис. 3). Проведено сравнение расчетных и экспериментальных данных с аналогичными результатами, полученными в работах [13, 14] с применением кодов HELIOS и SCALE-4.4 (рис. 3).

Полученные результаты расчетов ОЯТ реактора ВВЭР-1000 согласуются с аналогичными расчетными результатами, полученными по зарубежным программам HELIOS и SCALE-4.4. Оценивая результаты в целом, можно отметить лучшее согласие расчетных и экспериментальных данных для кода TRACT, использующего более современные библиотеки ядерных данных.

**Анализ и выводы**

На основании сравнительного анализа представленных расчетных и экспериментальных данных можно сделать следующие выводы:

Составы ядерного топлива реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 в области выгорания от 20 до 40 ГВт сут/т$UO_2$, полученные по ПС TRACT, хорошо согласуются с экспериментальными данными;

Аналогичное сравнение с расчетными результатами, полученными по зарубежным программам продемонстрировало устойчивую корреляцию величин между собой и с экспериментальными данными.

Моделирование представленных экспериментов с использованием программы TRACT позволило отработать методики вычисления концентраций актинидов и продуктов деления в ОЯТ энергетических реакторов типа ВВЭР, которые в дальнейшем обеспечат возможность получения достоверных данных по различным радиационным характеристикам РАО и ОЯТ (активация материалов, спектры и мощность дозы гамма-излучения, энерговыделение, газовыделение).

ЛИТЕРАТУРА

1. Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. N 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии".

2. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачев И. В. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.

3. «Программа для оценки радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО (TRACT). Блохин А.И., Блохин П.А., Сипачев И.В. Свидетельство о государственной регистрации № 2020613540 ИБРАЭ РАН, ГК Росатом.

4. Sidell J. EXTRA - A digital computer program for the solution of stiff sets of ordinary value, first order differential equations. – AEEW-R-799. – 1972.

5. J.-Ch. Sublet, L. W. Packer, J. Kopecky, R. A. Forrest, A. J. Koning and D. A. Rochman. The European Activation File: EAF-2010 neutron-induced cross section library. Report CCFE-R (10) 05, 2010 EAF.

6. Блохин А.И., Блохин Д. А., Манохин В. Н., Сипачев И. В. Оценка сечений пороговых реакций для библиотеки активационных данных БРОНД-3/А: Препринт ФЭИ–3226. — Обнинск, ГНЦ РФ — ФЭИ, 2012. — 28 с.

7. Plompen, Arjan & Cabellos, O. & De Saint Jean, Cyrille & Fleming, Michael & Algora, Alejandro & Angelone, M. & Archier, Pascal & Bauge, E. & Bersillon, O. & Blokhin, Russia & Cantargi, Florencia & Chebboubi, A. & Díez, C.J. & Duarte, H. & Dupont, Emmeric & Dyrda, J. & Erasmus, B. & Fiorito, Luca & Fischer, U. & Žerovnik, Gašper. (2020). The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3. The European Physical Journal A. 56. 10.1140/epja/s10050-020-00141-9.

8. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology // M.B. Chadwick [et al.] // Nuclear Data Sheets. - 2006. - Vol. 107. - Pp. 2931-3060.

9. Workshop on the Need for Post-irradiation Experiments to Validate Fuel Depletion Calculation Methodologies, 11-12 May 2006, Nuclear Research Institute Rez, plc Rez, Czech Republic. Report NEA/NSC/DOC(2006)31, 23-Jan-2007. Электронный ресурс: https://www.oecd-nea.org/science/docs/2006/nsc-doc2006-31.pdf.

10. B. D. Murphy, J. Kravchenko, A. Lazarenko, A. Pavlovitchev, V. Sidorenko, A. Chetverikov. Simulation of Low-Enriched Uranium (LEU) Burnup in Russian VVER Reactors with the HELIOS Code Package Report ORNL/TM-1999/168, March 2000.

11. A. P. Chetverikov et al. Investigation of Burn-up and Nuclide Composition of Spent Nuclear Fuel for Use when Solving “Burn-up Credit” Tasks - RIAR Experience. IAEA, 29th August 2005 to 2nd September 2005, London, Acsess mode: http://www.llnl/tid/pdf/documents/pdf/319467.pdf- Free.

12. A.N. Pleshakov, V.P. Smirnov, M.N. Svyatkin, A.L. Petelin. SSC RF RIAR's Experimental Possibilities Concerning Investigation of Irradiated Nuclear Fuel for Verification of Burn-up Credit Calculations. Report NEA/NSC/DOC(2006)31, - 23-Jan-2007. - p.203-214.

13. B. D. Murphy, J. Kravchenko, A. Lazarenko, A. Pavlovitchev, V. Sidorenko, A. Chetverikov. Simulation of Low-Enriched Uranium (LEU) Burnup in Russian VVER Reactors with the HELIOS Code Package Report ORNL/TM-1999/168, March 2000.

14. Nikolay Mihaylov, Maria Manolova, Margarita Peeva. Validation of SCALE depletion module against VVER experimental data. Acsess mode: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/38/071/38071940.pdf - Free.

15. Обоснование нейтронно-физической и радиационной частей проектов ВВЭР/ А.К. Горохов [и др.]. - М.: ИКЦ «АКАДЕМКНИГА», 2004. - 496 С.

16. Jardine L. J. Radiochemical Assays of Irradiated WWER-440 Fuel for Use in Spent Fuel Burn-up Credit Activities. Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-TR-212202, April 26, 2005.

17. B.D. Murphy. Benchmarking of SCALE 5 Nuclide Predictions for VVER-440 Spent Fuel Samples from the Novovoronezh Reactor. Report NEA/NSC/DOC(2006)31, - 23-Jan. 2007. - p.129-138.

# УТОЧНЕНИЕ ПРОГРАММЫ КИРО ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ НА ОСНОВЕ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ В УСЛОВИЯХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ

Кизуб П.А., Савельева Е.А., Блохин П.А., Самойлов А.А.

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

*Введение*

Предварительная оценка радиационной безопасности персонала при реализации мероприятий по выводу из эксплуатации (ВЭ) объектов ядерного наследия (ОЯН) является важной задачей, для решения которой должны использоваться научно-обоснованные методические подходы. Кроме того, качество результатов проведения подобных оценок существенно зависит от полноты и достоверности исходных данных, источником которых, как правило, кроме прочих выступают результаты комплексного инженерного и радиационного обследования (КИРО) ОЯН. Анализ опыта реализации требований к КИРО [1] на практике показывает, что зачастую полученные данные не позволяют однозначно интерпретировать и локализовать источники ионизирующих излучений: отсутствует информация о составе радиационного загрязнения, его активности, пространственном распределении и др.

Вышеуказанные неопределенности не дают возможности достоверно оценить радиационную обстановку вблизи ОЯН даже в расчетах с помощью современных аттестованных нейтронно-физических кодов. Эти обстоятельства привели к необходимости разработки расчетно-аналитического подхода, использующего решение обратной задачи. Суть подхода заключается в оценке активности источников исследуемого объекта по заданным в определенных регистрационных зонах значениям мощности эквивалентной дозы (МЭД). Полученные значения активностей используются для восстановления пространственных распределений МЭД вблизи ОЯН. Решение обратной задачи может выполняться для различных вариантов наборов регистрационных зон, что позволяет проводить вариантные расчеты и выбирать наиболее «удачные» наборы зон, приводящие к ожидаемым распределениям МЭД. Эти наборы зон могут рекомендоваться для дозиметрических измерений при проведении КИРО ОЯН.

*Описание подхода*

Схематичное изображение предлагаемого подхода представлено на рисунке 1. Подход основывается на совместных расчетах по нейтронно-физическому коду и коду для оценки неопределенности.

На первом тапе выполняются нейтронно-физические расчеты с помощью расчетно-прогностического кода (РПК) КОРИДА [2], предназначенного для решения задач обоснования радиационной безопасности объектов ядерного наследия и пунктов захоронения РАО. Расчеты проводятся с помощью Монте-Карло модуля TDMCC [3], в результате которых определяются:

– пространственные распределения МЭД на единичную активность (*МЭД/ 1 Бк*) от каждого источника ионизирующего излучения ВЭ ОЯН;

– пространственные распределения МЭД, полученные в результате решения прямой задачи с использованием имеющихся данных КИРО для РОО ($МЭД_{КИРО}$) или с использованием заданных значений полных активностей источников излучения.

Далее выбираются различные наборы регистрационных зон вблизи исследуемого ОЯН и им присваиваются полученные для этих зон значения *МЭД/ 1 Бк* и $МЭД_{КИРО}$. Выбор зон не маловажен, поскольку необходимо учесть реальные возможности персонала, выполняющего КИРО, и охватить как можно больше вариантов расположения зон.

На втором этапе наборы значений *МЭД/ 1 Бк* и $МЭД_{КИРО}$ служат исходными данными для РПК MOUSE [4], позволяющего с помощью метода эвристической оптимизации [5], решить обратную задачу и оценить активности источников излучения ОЯН для каждого варианта задания регистрационных зон. Таким образом, проводятся вариантные совместные расчеты, путем варьирования расположения и количества зон регистраций.

На третьем этапе активности источников для различных наборов зон регистраций, полученные в результате вышеописанных совместных расчетов, в свою очередь применяются для вычисления распределений МЭД от каждого источника. Их сумма дает распределение полноценной МЭД. Качественное и количественное сравнения распределений, полученных таким способом, с распределением $МЭД_{КИРО}$ позволяет выбрать оптимальные зоны, по значениям МЭД в которых возможно достоверно восстановить радиационные поля вблизи ОЯН.

Оптимальные варианты задания зон регистраций (их количество и расположение) могут рекомендоваться в качестве точек измерения МЭД при проведении КИРО на аналогичных объектах.

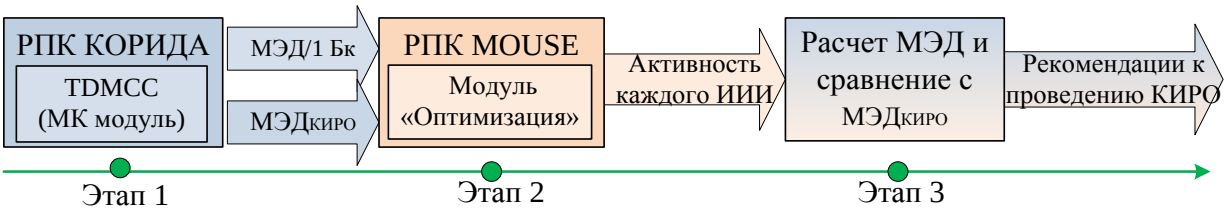



Рисунок 1 – Схематичное изображение подхода формирования рекомендаций по проведению КИРО

*Формирование рекомендаций по проведению КИРО на примере аппарата химической технологии*

Подход формирования рекомендаций по проведению КИРО отрабатывался на практической задаче по ВЭ аппарата химической технологии в закрытом каньоне площадки № 3 АО «СХК» [6].

На первом этапе была разработана модель аппарата и проведены нейтронно-физические расчеты с ее использованием.

*Расчетная модель аппарата*

Аппарат представляет собой сварной вертикальный стальной сосуд цилиндрической формы с приваренными верхней эллипсоидной крышкой и нижним эллипсоидным днищем. Габаритные размеры: диаметр 242,8 см, высота 379,6 см. Аппарат установлен на дне цилиндрического бетонного каньона (на высоте 30 см, трубные обвязки и опоры в модель не входят) с внутренним диаметром 350 см и высотой 480 см. Дно и стены каньона облицованы стальными листами толщиной 0,3 см. Верхнее бетонное перекрытие каньона имеет толщину 95 см.

Модель аппарата, окруженного со всех сторон цилиндрическими бетонными стенами, представлена в виде цилиндра в центральной части и двух эллипсоидов, имитирующих днище снизу и крышку сверху. Схематичное изображение аппарата в закрытом каньоне представлено на рисунке 2.

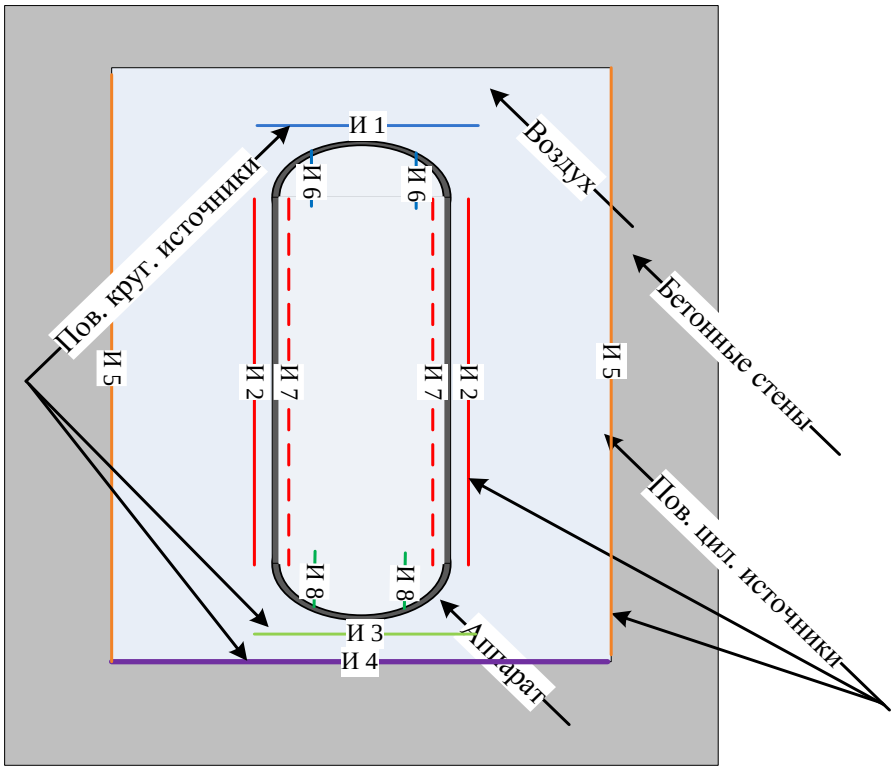



Рисунок 2 – Продольное сечение расчетной модели аппарата в бетонном каньоне; модели поверхностных цилиндрических и круговых источников излучения

Пространственные распределения источников гамма-излучения задавались, исходя из общих предположений, где могли образоваться радиоактивные «загрязнения» в процессе работы аппарата. Так, в качестве «загрязнения» поверхности аппарата выступали 6 источников: источники И 1-3 – круговые или цилиндрические поверхности, имитирующие крышку, корпус и дно аппарата соответственно (синяя, красная и зеленая линии на рисунке 2); источники И 6-8 – цилиндрические поверхности внутри аппарата, имитирующие его внутренние поверхности крышки, корпуса и дна соответственно (пунктирные синие, красные и зеленые линии на рисунке 2). В качестве «загрязнения» дна и стен каньона выступали источник И 4 – круговая поверхность над полом (фиолетовая линия на рисунке 2) и источник И 5 – цилиндрическая поверхность вблизи перекрытий (оранжевые линии на рисунке 2). Все 8 источников излучения изотропные равномерно распределенные по соответствующим поверхностям. В качестве основного гамма-излучающего радионуклида выбрали цезий-137.

Для расчетных моделей с вышеописанными источниками гамма-излучений по РПК КОРИДА вычислены пространственные распределения *МЭД/1 Бк* с использованием коэффициентов перевода плотности потока излучения в мощность эквивалентной дозы для кожи человека в соответствии с НРБ-99/2000 [7].

*Выбор зон регистраций*

Следующим шагом был выбор различных вариантов задания зон со значениями $МЭД_{КИРО}$.

Для исследования рассмотрели 9 вариантов задания зон. Для варианта № 1 значения МЭД задавались в 11 зонах, находящихся вблизи поверхности аппарата и вблизи стен каньона (точки 1-11 на рисунке 3 *а*). Для варианта № 2 – в 10 зонах, находящихся между аппаратом и стенами каньона (точки 12-21 на рисунке 4 *а*). Вариант № 3 – это все точки вариантов № 1 и 2 (точки 1-21). Варианты № 4-6 – это различные комбинации 8 точек из варианта № 2. В варианте № 4 отсутствуют 2 точки напротив центральной части аппарата (точки 12-15 и 18-21), в варианте № 5 – одна точка напротив центральной части аппарата и одна точка внизу каньона (точки 13-16 и 18-21), а в варианте № 6 – одна точка напротив центральной части аппарата и одна точка вверху каньона (точки 12-16 и 18-20). Варианты № 7-9 – это различные комбинации 7-9 точек из варианта № 3.

Значения $МЭД_{КИРО}$, которые задавались в вышеописанных зонах, получены в результате решения прямой задачи с использованием имеющихся данных КИРО. На рисунках 3 и 4 *б)* представлены полученные распределения $МЭД_{КИРО}$ у поверхности аппарата.

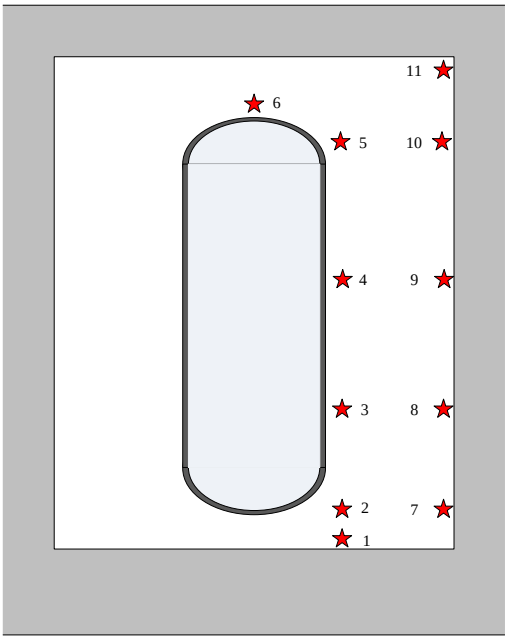
*Результаты совместных расчетов и аналитика*

Следующим этапом был расчет активностей всех источников аппарата по РПК MOUSE для каждого варианта задания зон регистраций. Полученные значения активностей использовались для нахождения пространственных распределений МЭД в различных областях каньона. Для примера на рисунках 3 и 4 *б)* в сравнении с распределением $МЭД_{КИРО}$ представлены высотные распределения МЭД у поверхности аппарата для вариантов задания точек № 1 и 2 соответственно.

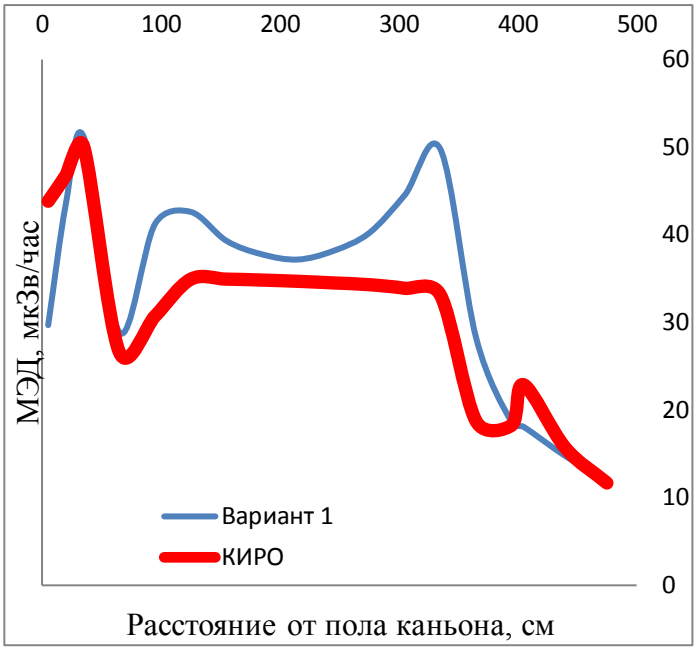
Сравнительный анализ распределений на рисунке 3 *б)* показал, что вариант № 1 задания регистрационных зон, когда они располагались вблизи источников излучения, не привел к ожидаемому распределению $МЭД_{КИРО}$: распределения не совпали как качественно, так и количественно (особенно внизу и в центральной части аппарата).

Сравнительный анализ распределений на рисунке 4 *б)* показал, что вариант № 2 задания регистрационных зон, когда они располагались несколько удаленно от источников излучения, привел к близкому распределению $МЭД_{КИРО}$ как качественно, так и количественно. Аналогичная ситуация наблюдалась также и для других удаленных от

источников вариантов задания точек – вариантов 4 и 6. При этом, когда из «удаленных» точек убрали точку, находящуюся внизу каньона, где ожидаются максимальные значения МЭД (вариант № 5), полученное распределение сильно не совпало в нижней части аппарата.

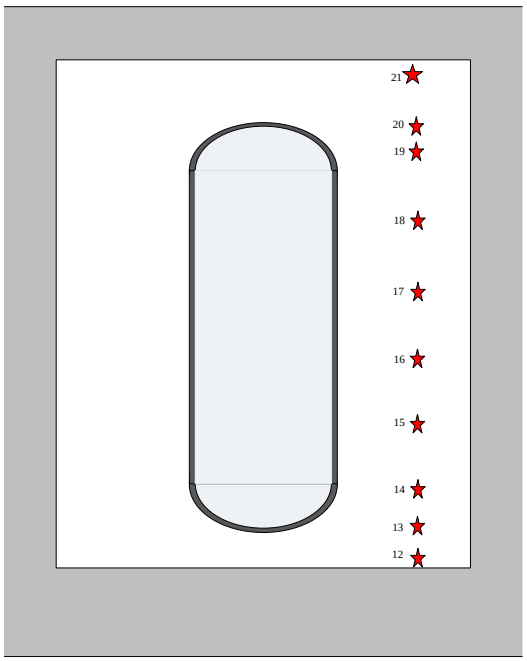



*а)*

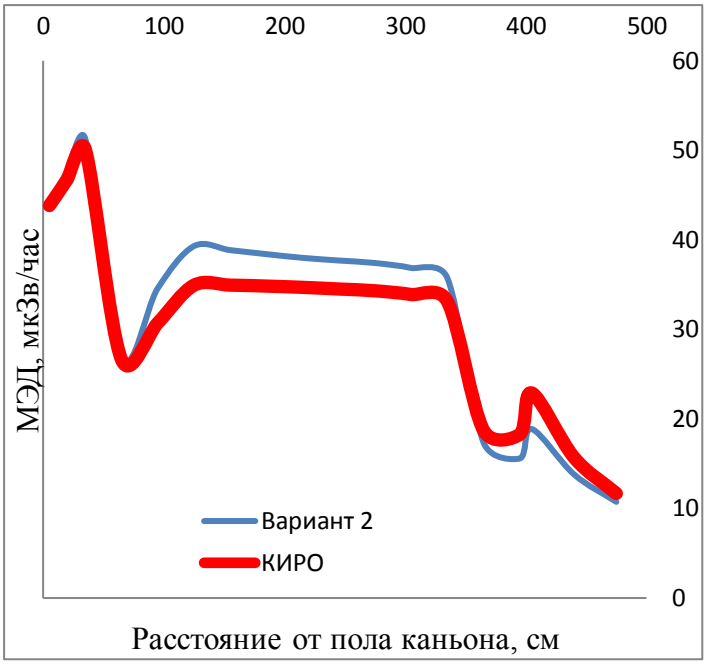



*б)*

Рисунок 3– Схематичное расположение зон регистраций для варианта № 1 (а) и распределение МЭД у поверхности аппарата в сравнении с распределением МЭД$_{КИРО}$ (б)




*а)*




*б)*

г

Аналогично проведенный сравнительный анализ распределений для вариантов № 3, 7-9 показал, что варианты задания регистрационных зон, когда они располагались и вблизи источников излучения и удаленно от них, не привели к ожидаемому распределению $МЭД_{КИРО}$: распределения не совпали как качественно, так и количественно (особенно внизу и в центральной части аппарата).

Таким образом, на основании проведенного сравнительного анализа можно сделать следующие выводы по части зон регистраций:

– наличие зон вблизи источников излучения приводит к некорректным распределениям МЭД (варианты № 1, 3, 7-9);

– в случае использования зон вблизи источников, ситуацию не «спасет» даже их большое количество (вариант № 3), то есть для достижения корректных распределений МЭД все зоны должны быть удалены от источников (варианты № 2, 4 и 6);

– не использование зон, где ожидаются максимальные значения МЭД, приводит к некорректным распределениям в этой особенно важной области (вариант № 5);

– для получения корректных распределений МЭД достаточно 8 зон (варианты № 4 и 6).

*Заключение*

В работе представлен подход формирования рекомендаций по проведению КИРО для улучшения его качества. Рекомендации касаются регистрационных зон, по значениям МЭД в которых будет корректно решаться обратная задача – расчет активностей источников излучения по имеющимся значениям МЭД – что в свою очередь дает возможность достоверно оценить дозовые поля вблизи ОЯН.

Подход формирования рекомендаций по проведению КИРО отрабатывался на каньоне с аппаратом химической технологии переработки облученных стандартных урановых блоков. Показано, что на корректное восстановление дозовых полей внутри каньона влияет расположение регистрационных зон. По полученным на данном примере результатам, можно сформулировать предварительные рекомендации по выбору регистрационных зон при проведении КИРО рассматриваемого аппарата:

– минимальное количество зон должно соответствовать числу источников ионизирующего излучения;

– все зоны должны располагаться несколько удаленно от источников излучения;

– необходимо использовать зоны, в которых ожидаются максимальные значения МЭД.

Следует отметить, что представленный подход находится на начальной стадии разработки и требует дальнейшей отработки на других практических задачах. Приведенные рекомендации касаются только рассмотренных условий ОЯН. Например, на данный момент времени рассматривались источники излучений только с одним радионуклидом (цезием-137), можно ожидать, что добавление других радионуклидов (например, кобальта-60) усложнит решение задачи.

## ЛИТЕРАТУРА


1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по разработке программы комплексного инженерного и радиационного обследования объекта использования атомной энергии (РБ – 160 – 19). – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2019.

2. Блохин А.И., Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Сипачев И.В. Программный комплекс "КОРИДА" для прогнозирования радиационных полей с учетом изменений характеристик источников излучения и инженерных барьеров безопасности // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Математическое моделирование физических процессов. – 2019. – № 4. – С. 78-87.

3. Программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code). Житник А.К., Рослов В.И., Семенова Т.В. и др. Свидетельство о государственной регистрации №2010614412 ФГУП «РФЯЦ ВНИИЭФ».

4. Савельева Е. А. Концепция программного комплекса для оценки неопределенности при обосновании безопасности пунктов захоронения РАО //Ядерная и радиационная безопасность. – 2016. – №. 4. – С. 22-35.

5. Chakraborty U. K. (ed.). Advances in differential evolution. – Springer, 2008. – Т. 143

6. Вывод из эксплуатации площадки №3 радиохимического завода АО «СХК». Вывод из эксплуатации производства переработки ОСУБ. Основные технологические и организационно-технические решения, № 311/01-01/546-ВК от 03.03.2020.

7. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009: Гигиенические нормативы СП 2.6.1.2523-09. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора России, 2009. - 100 с.

# МОДЕЛИРУЕМЫЕ ПОЛЯ НА ОБЛУЧАТЕЛЬНОЙ УСТАНОВКЕ ОР-М НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПЕРЕНОСА ИЗЛУЧЕНИЙ В МАТЕРИАЛАХ

Акимов И.И., Бадретдинов Т.М., Дегтярев А.С., Уксусов Е.И., Чешигин И.В.

*НИЦ «Курчатовский институт», г.* Москва

*Введение*

В настоящее время остается по-прежнему актуальной потребность в пополнении отечественных данных макроскопического эксперимента в области переноса излучений. На облучательной установке ОР-М НИЦ КИ [1], накоплен большой опыт исследований переноса нейтронов и гамма-излучения спектра реактора в материальных структурах. О ряде исследований сообщалось на традиционных отечественных и международных конференциях по противорадиационной защите. Отличаясь многофункциональностью, облучательная установка использовалась в экспериментах и испытаниях в различных областях прикладной радиационной физики.

Ниже, для примера, будут приведены некоторые результаты измерений спектров быстрых нейтронов и гамма квантов в моделируемых полях и в материале на основе дроби гидрида титана.

1. Облучательная установка ОР-М НИЦ КИ

В экспериментальных исследованиях в качестве основного источника проникающего излучения использовался малогабаритный ядерный реактор ОР, работающий в режиме переменной мощности в диапазоне 0.01 … 300 кВт. Для облучательных целей использовался также и комплект радионуклидных источников быстрых нейтронов и гамма-излучения высокой интенсивности, включая Pu-Be, Cf-источники и Ra-g-Be.

Облучательный объем начинается практически от графитового отражателя реактора. В начальной части объем имеет вид расширяющейся ступенчатой ниши в биологической защите реактора и далее продолжается туннелем. Длина ниши составляет 2 м, а поперечные размеры на выходе превышает 1.5м. Соответствующие размеры туннеля: длина 20м и сечение на всем протяжении 2х2м.

Фотография ниши приведена на рисунке 1.

При использовании комплекта дистанционно перемещаемых коллиматоров и фильтров широкого пучка излучения, входящих в технологическую инфраструктуру установки, осуществлялось направленное проблемно-ориентированное формирование в различных частях облучательного объема различных опорных полей радиации. Они отличались соотношением потоков нейтронов и гамма квантов, их пространственным и энергетическим распределением. Фотография одного из коллиматоров пучка, дистанционно передвигаемых в туннеле, представлена на рисунке 2.

С помощью детекторов радиометрического инфраструктурного комплекса установки проводилось измерение потоковых и различных дозовых характеристик созданных опорных полей нейтронов и гамма квантов с точностью, удовлетворяющей требованиям практики.

Рисунок 1 - Ниша в радиационной защите реактора ОР за опущенным шибером

Рисунок 2 - Один из коллиматоров пучка с отверстием диаметром 30см в облучательном туннеле

Измерения энергетических распределений быстрых нейтронов, с энергией выше 0.1 МэВ, и гамма квантов были выполнены в экспериментах с использованием цифрового сцинтилляционного спектрометра типа SDMF-1206PRO.DB(D) [2, 3].

На рисунке 3 и 4 приведены спектры быстрых нейтронов и гамма квантов реактора ОР, измеренные в облучательном объеме при отсутствии коллиматоров пучка и исследуемых материалов.

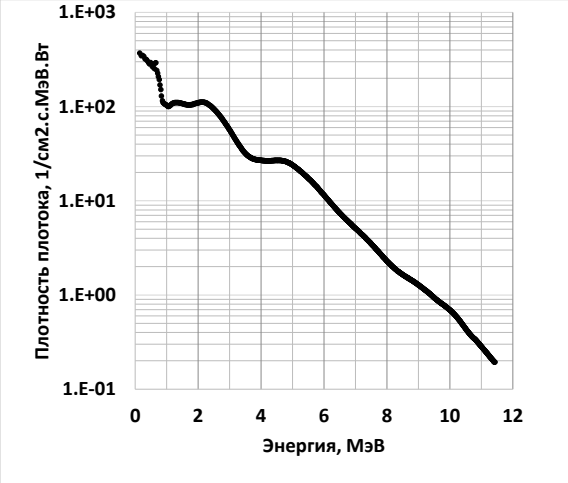



Рисунок 3 - Дифференциальный спектр быстрых нейтронов неэкранированного работающего реактора ОР на расстоянии 10м от него

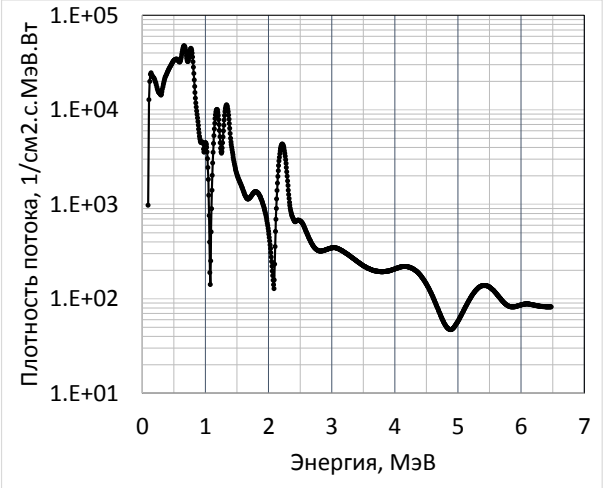



Рисунок 4 - Энергетический спектр сопутствующего гамма-излучения на расстоянии 10м от неэкранированного реактора

Ниже приведено описание нескольких моделируемых опорных полей, измеренные характеристики которых подтверждены сторонними организациями. В этих полях проводились облучательные эксперименты и радиационные испытания различных объектов и макетов противорадиационной защиты для изделий с ЯЭУ.

2. Опорное поле в непосредственной близости от активной зоны реактора ОР

На рисунке 5 приведено энергетическое распределение нейтронов в начале облучательной ниши.

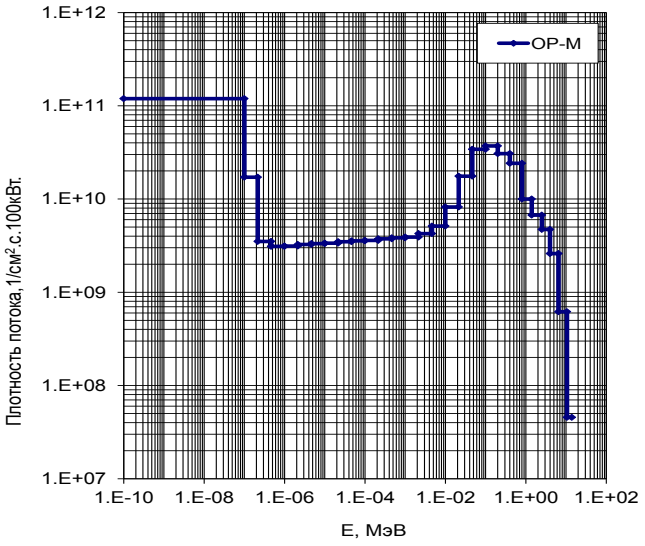



Рисунок 5 - Энергетическое распределение нейтронов в опорном поле у реактора

Этот дифференциальный спектр нейтронов измерен при мощности реактора 100 кВт и аттестован В.Д. Севастьяновым [4]. Плотности потока нейтронов в быстрой и тепловой областях энергий совпали с результатами измерений, проведенных с использованием активационных детекторов радиометрического комплекса установки ОР-М НИЦ КИ.

Спектры нейтронов в этом опорном поле, рассчитанные с

использованием кодов MCNP, а также LUCKY (по данным А.В. Морякова), находились в согласии с результатами измерений, что способствовало проведению анализа экспериментальных данных 3D-переноса излучения реактора в гетерогенной композиции материалов, размещенной в околореакторной нише.

## 3. Опорное поле в широком мононаправленном пучке излучений реактора

Это опорное поле было сформировано [1] для проведения исследования переноса нейтронов и гамма-излучения спектра реактора в композитном материале защиты ДГТ ПЦ, изготовленном на основе дроби гидрида титана [5]. Пучок с уменьшенной долей гамма-излучения (далее ШНП) был получен методом пропускания через фильтр из свинца. Диаметр пучка составлял около 40 см на исследуемом образце толщиной до 50 см и поперечником 40х40 см. Фон рассеянного в стенах излучения составлял около 1% по масштабу величины согласно результатам измерений. В пределах места расположения образца ослабление потока нейтронов и гамма квантов в пучке не превышало 10%. Спектры быстрых нейтронов и гамма квантов в сформированном широком пучке ШНП при мощности реактора 1 кВт изображены на рисунках 7 и 8.

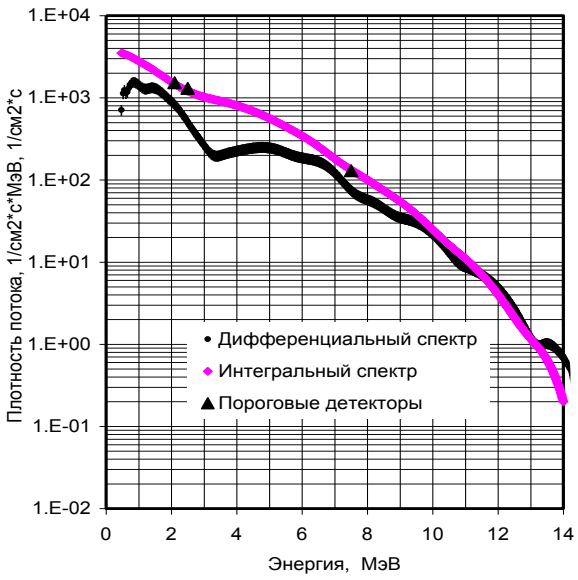



Рисунок 7 - Нейтронный спектр в ШНП

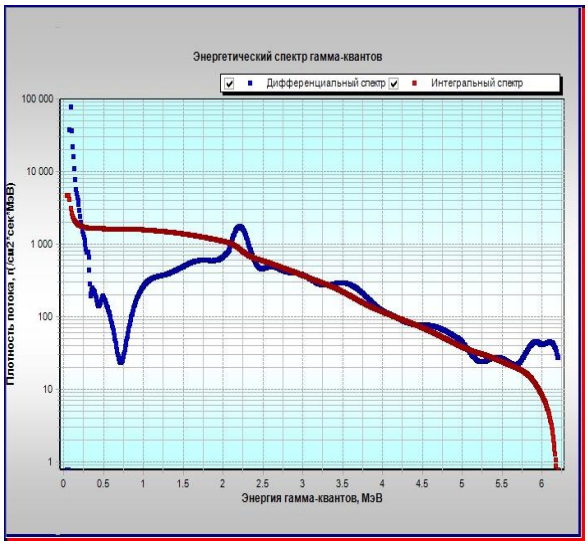



Рисунок 8 - Спектр гамма-излучения в ШНП. Скриншот экрана спектрометра SDMF1206

Энергетическое распределение быстрых нейтронов в ШНП согласуется с результатами измерений из работы [6] и с расчетом А.Н. Кожевникова.

Отдельные результаты измерений за макетом из материала ДГТ ПЦ иллюстрируются данными на рисунках 9 и 10, где приведены энергетические спектры быстрых нейтронов и гамма-излучения.

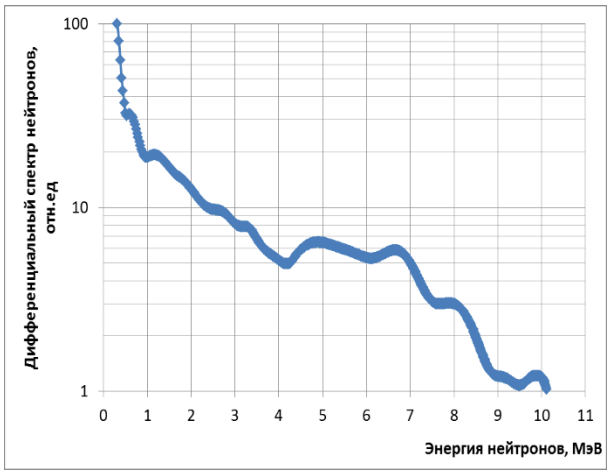



Рисунок 9 - Спектр нейтронов за 30см материала на основе ДГТ в ШНП

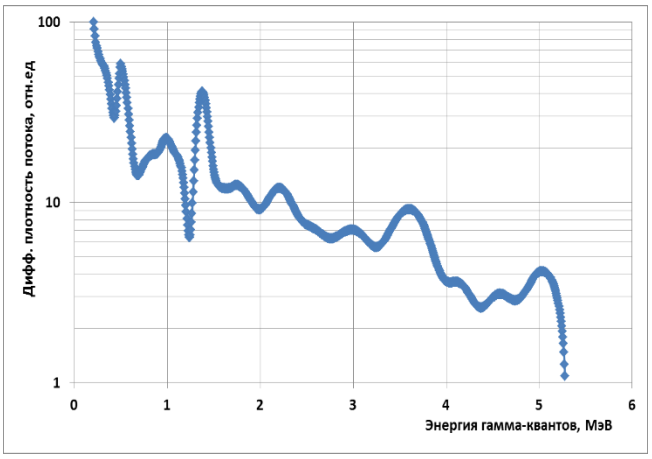



Рисунок 10 - Спектр гамма квантов за 30см материала на основе ДГТ в ШНП

Другая модификация широкого пучка с преобладанием гамма-излучения над нейтронами на несколько порядков (далее ШГП), получена пропусканием излучения через фильтр из гидрида лития.

Измеренные спектры нейтронов и гамма квантов в ШГП при мощности реактора 1 кВт приведены на рисунках 11 и 12, а за толщиной композита 30 см – на рисунках 13 и 14.

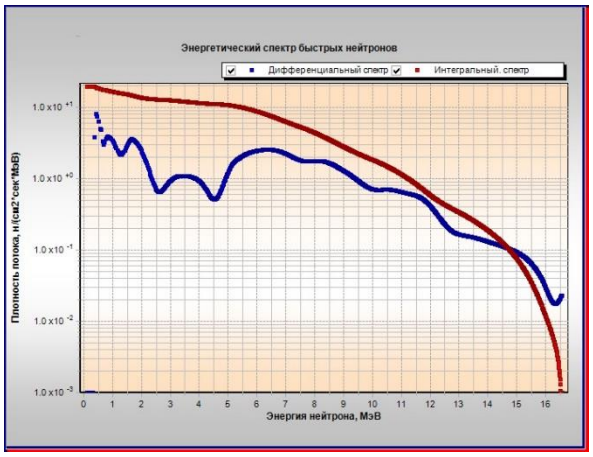



Рисунок 11 - Спектр нейтронов в ЩГП. Скриншот экрана спектрометра SDMF1206

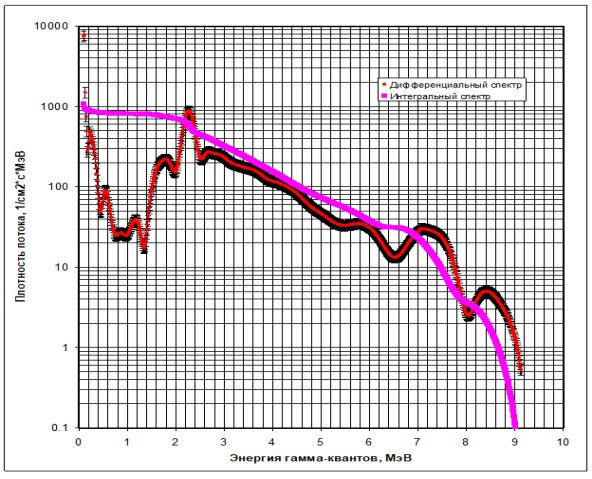



Рисунок 12 - Энергетическое распределение гамма-излучения в ШГП

Для обоих видов сформированных пучков был получен широкий набор характеристик переноса в условиях барьерной и внутренней геометрии. Он включал

измеренные функционалы поля излучений в различных точках выходной поверхности образца различной толщины, функции ослабления потока и дозы нейтронов и гамма-излучения в материале.

4. Опорное поле гамма-излучения с использованием Ra-g-Be источника

Схема формирования в этом случае широкого пучка гамма-излучения по способу коллимации подобна ШНП и ШГП. Диаметр пучка в месте расположения образца защиты составил 38 см. Фон рассеянного в стенах был менее 1%.

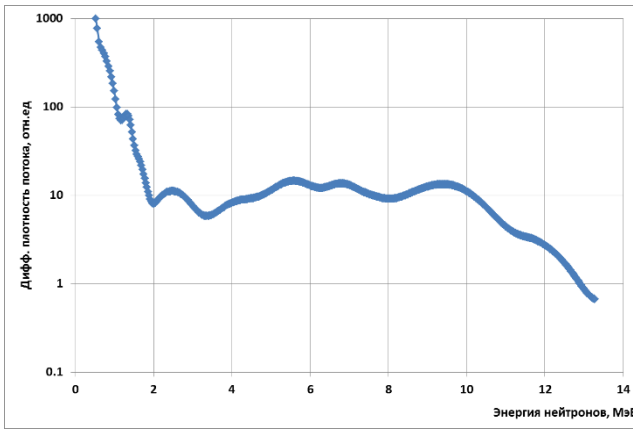



Рисунок 13 - Спектр нейтронов за 30см материала на основе ДГТ в ШГП

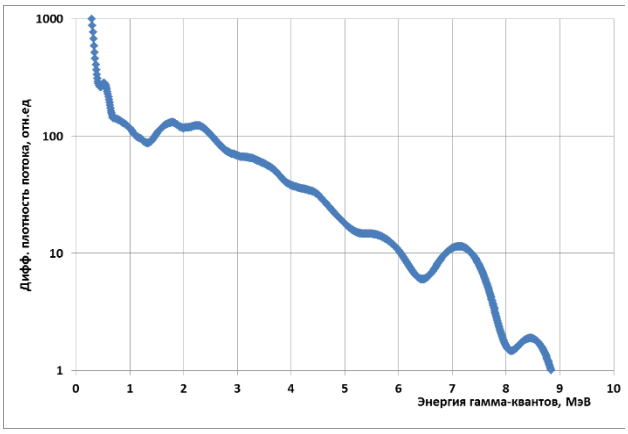



Рисунок 14 - Спектр гамма-излучения за 30см материала на основе ДГТ в ШГП

Спектр гамма квантов этого пучка, измеренный с использованием спектрометров типа СПЕДОГ и SDMF, совпал с приведенным в работе [7].

Измеренная с использованием счетчика Гейгера функция ослабления мощности дозы гамма-излучения радиевого источника в указанном композитном материале приведена на рисунке 15.

5. Опорное поле с точечным источником

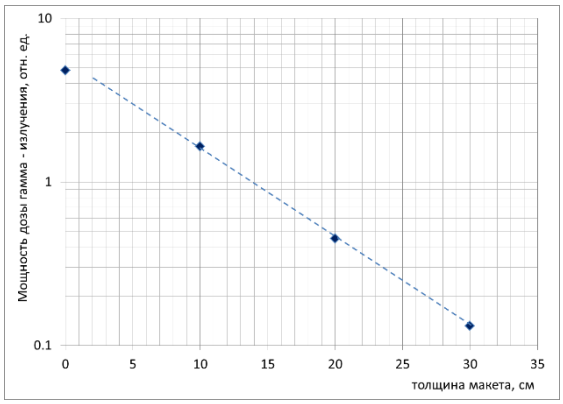



Рисунок 15 - Ослабление мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в материале ДГТ ПЦ

На установке ОР-М НИЦ КИ проведены экспериментальными исследования характеристик переноса быстрых нейтронов и гамма квантов Pu-Be источника в различных защитных материалах. Для размещения образцов вдали от стен используется специальный стапель, который устанавливается в облучательном объеме или в прилегающем физическом зале.

*Заключение*

Результаты экспериментов, проведенных на установке ОР-М НИЦ КИ и относящихся к базовым по полноте описания, могут и уже успешно используются для сопоставления с результатами расчетного моделирования переноса излучений в материалах, для отработки различных кодов и систем констант.

ЛИТЕРАТУРА

1. В.Г. Мадеев, «Модернизация облучательной установки ОР-М НИЦ КИ и исследования переноса излучений реактора в материальной среде на нейтронном и фотонном пучках», 10-я Юбилейная Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», *22-25 сентября 2015 г.*, Обнинск, 2015г.

2. П.И. Руднев, Н.Н. Моисеев, А.В. Дидык. «Спектрометр-дозиметр SDMF-1206PRO.DB. Эффективный инструмент для исследования нейтронного и гамма-излучения», Электроника НТБ №8(00158) 2016, с.78 - 81.

3. Н.Н. Моисеев, А.В. Дидык, «Исследование сцинтилляционного спектрометра-дозиметра гамма квантов и быстрых нейтронов», Журнал АНРИ, №4, 2016г., стр. 24-30, ВНИИФТРИ.

4. В.Д. Севастьянов, О.И. Коваленко, Свидетельство о метрологической аттестации рабочего эталона №4/430-0013-15, МОП ОР-М, ВНИИФТРИ, 21.12.2015.

5. В.П. Васюхно, «Разработка нового материала радиационной защиты на основе дроби гидрида титана», 10-я Юбилейная Российская научная конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», *22-25 сентября 2015 г.*, Обнинск, 2015г.

6. А.Г. Алексеев, П.А. Алексеев, А.А. Янович, «Измерение спектров нейтронов за биологической защитой реакторов и ускорителя НИЦ «Курчатовский институт», Евразийский Союз Ученых (ЕСУ), №10 (67), 2019, с. 10-16.

7. В. П. Машкович, А. В. Кудрявцева, Защита от ионизирующих излучений, Справочник- 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат. – 1995

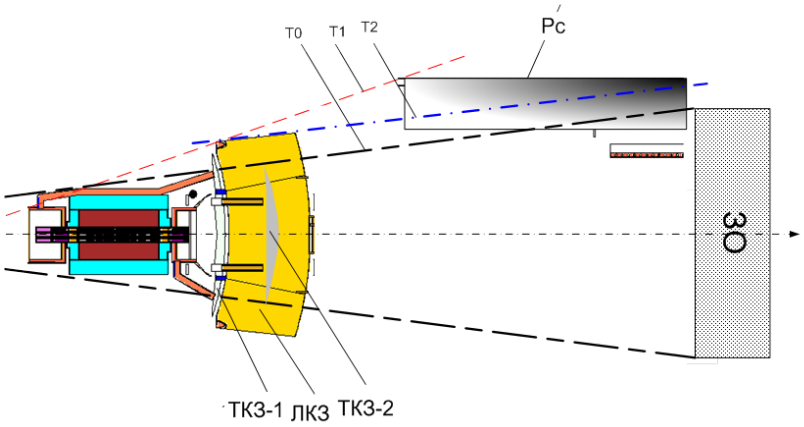
# ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОПТИМАЛЬНОГО ПРОФИЛЯ ТЕНЕВОЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ КОСМИЧЕСКОЙ ЯЭУ В ПРИСУТСТВИИ КРУПНОГАБАРИТНЫХ РАССЕИВАТЕЛЕЙ

Алексеев П.А.

*АО «ГНЦ РФ - ФЭИ им. А.И.Лейпунского»*

В общем контексте проектирования космической ядерной энергетической установки (КЯЭУ) радиационная защита занимает особое место т.к. в ряде случаев именно ее габариты и масса определяют принципиальную возможность реализации проекта в рамках наложенных ограничений.

В случае нахождения среди защищаемых объектов крупногабаритных элементов, как показано на рисунке 1, решение задачи минимизации массы радиационной защиты применяемым ранее методами становится затруднительным. В данной работе рассматривается применение методики оптимизации основанной на соединении расчетного кода с оптимизационным алгоритмом [1, 2].




ЛКЗ – легкий компонент защиты, ТКЗ – тяжелый компонент защиты, Рс – рассеиватель (крупногабаритный элемент установки), ЗО – защищаемый объект, Т0 – тень на ЗО,

Т1 – тень на Рс, Т2 – оптимальная тень

Рис. 1 – Основные элементы, влияющие на габариты и массу радиационной защиты

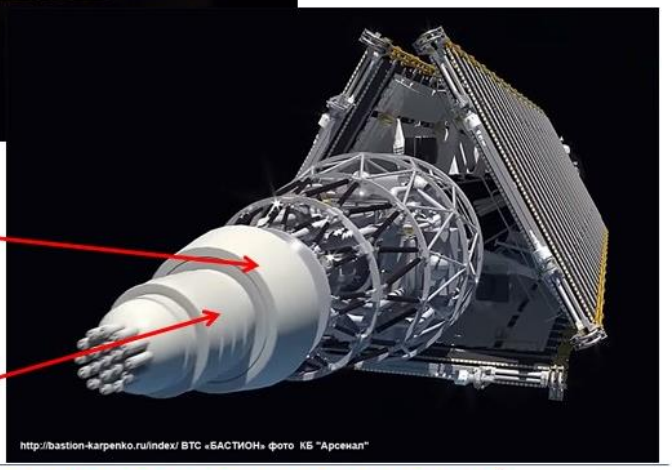
Разработанная методика практически полностью автоматизирует процесс поиска оптимального решения и не требует от исследователя дополнительных действий.

## Радиационная защита космической ЯЭУ

**Транспортно-энергетический модуль**

**ТЕНЕВАЯ РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА**

**РЕАКТОР**




## ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОПТИМАЛЬНОГО ПРОФИЛЯ ТЕНЕВОЙ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ КОСМИЧЕСКОЙ ЯЭУ (ОБЩАЯ СТРУКТУРА)

УПРАВЛЯЮЩАЯ ПРОГРАММА

Программа расчета

Реактор
+
радиационная защита

MCNP
+
метод итераций «весовых окон»

⟺

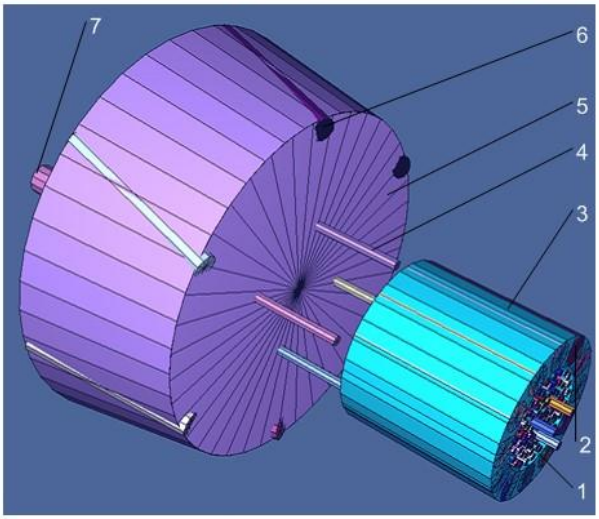
Программа оптимизации

Ток контрибутонов
+
оптимальное управление

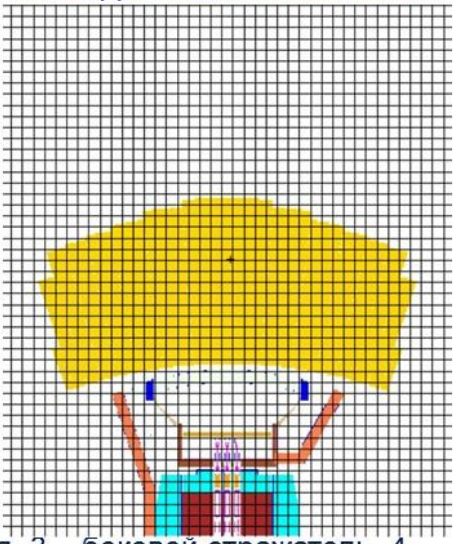
Разбиение на фрагменты
+
природоподобный метод оптимизации

## Расчет и оптимизация радиационной защиты

ТРЕХМЕРНАЯ РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА И РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

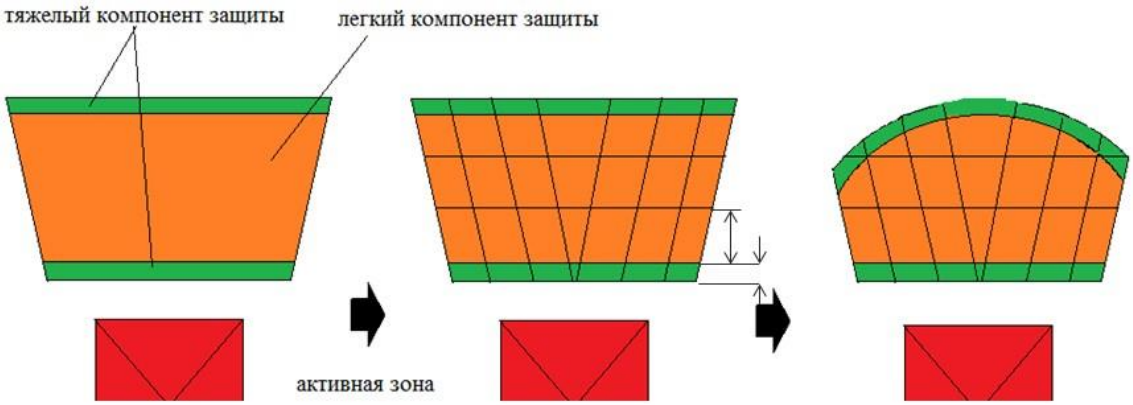



РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ ДЛЯ МЕТОДА «ВЕСОВЫХ ОКОН»



1 – активная зона, 2 – орган регулирования, 3 – боковой отражатель, 4 – рессора привода ОР СУЗ, 5 – теневая радиационная защита, 6 - труба с теплоносителем, 7 – привод ОР СУЗ

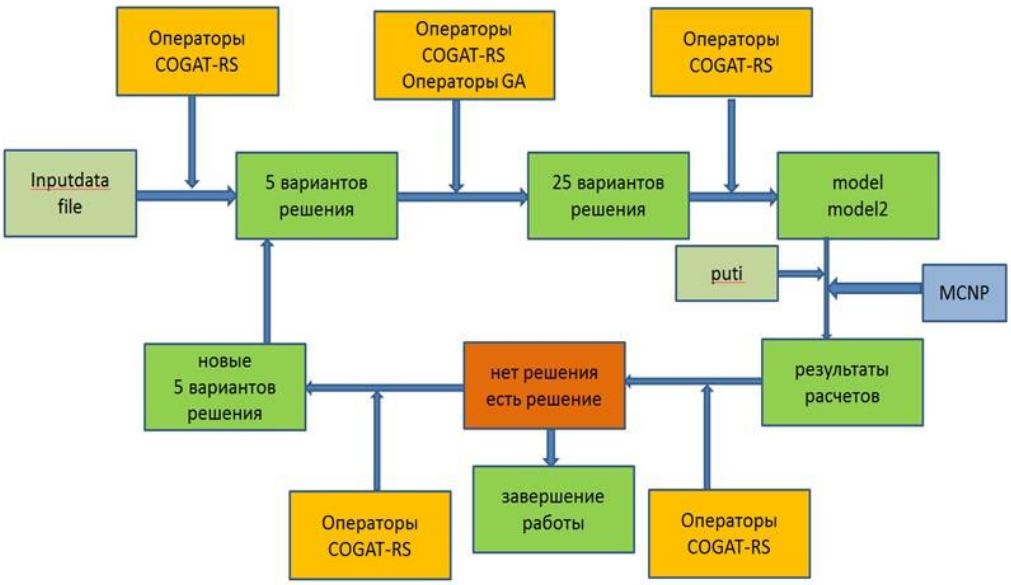
## Оптимизации профиля радиационной защиты



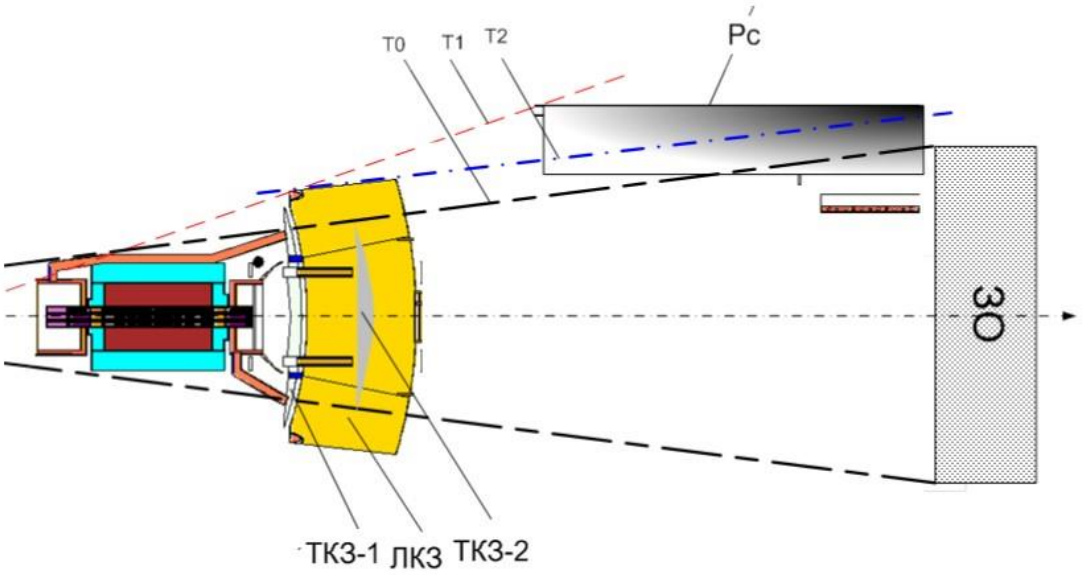

**Целевая функция – плотность потока нейтронов защищаемом объекте.**

**Параметры оптимизации - высоты блоков, на которые разбита радиационная защита.**

## Схема работы программы оптимизации

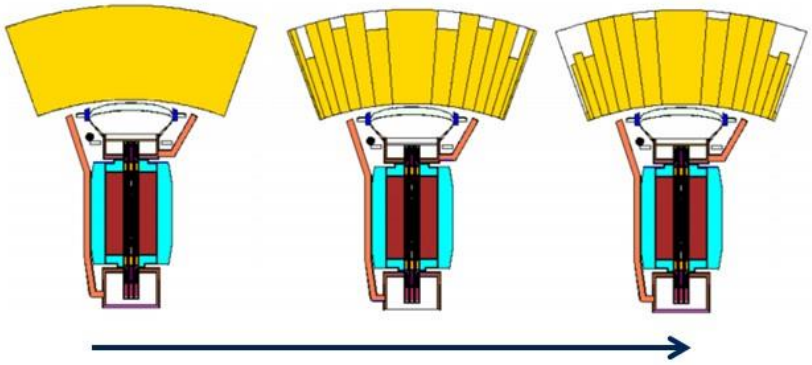



## Оптимизации профиля и толщины легкой радиационной защиты термоэмиссионного реактора при наличии крупногабаритного рассеивателя



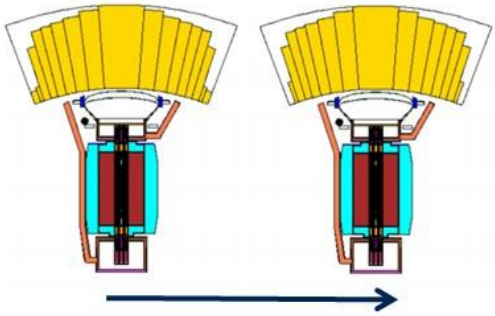

ЛКЗ – легкий компонент защиты, ТКЗ – тяжелый компонент защиты, Рс – рассеиватель – крупногабаритный элемент установки, ЗО – защищаемый объект, Т0 – тень на ЗО, Т1 – тень на Рс, Т2 – оптимальная тень.

## Результаты оптимизации



Снижение массы радиационной защиты на 18 %

| Плотность потока нейтронов на одну частицу источника | | |
|---|---|---|
| 0 итерация | Найденное решение | Заданные ограничения |
| 2,79e-14 | 2,44e-14 | 2,8e-14 |



## Выводы

- Разработана методика оптимизации, основанная на соединение расчетного кода с математическим оптимизационным алгоритмом;
- Методика удобна в применении, так как практически полностью автоматизирует процесс поиска оптимального решения и не требует от исследователя новых знаний и дополнительных действий;
- Проведен поиск профиля легкого компонента радиационной защиты космической ЯЭУ в присутствии рядом с защищаемым объектом крупногабаритного элемента конструкции;
- Полученный результат оптимизации позволил снизить массу легкого компонента на 18%;
- Данный подход может быть применён не только при оптимизации радиационной защиты, но и в других подобных задачах, например, поиска оптимальных критических параметров реакторов различного назначения, поиска оптимальных параметров облучения мишеней для научных и производственных задач.

# RTS&T-2021 — ОБНОВЛЕННЫЙ КОМПЛЕКС ПРОГРАММ СТАТИСТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ СВЯЗАННОГО ПЕРЕНОСА МНОГОКОМПОНЕНТНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ В ГЕТЕРОГЕННЫХ ПРОСТРАНСТВЕННО-НЕОДНОРОДНЫХ СРЕДАХ

Дегтярев[1,2] И.И., Новоскольцев[1] Ф.Н., Ляшенко[1] О.А., Синюков[1] Р.Ю., Алтухова[1] Е.В., Блохин[2] А.И., Блохин[2] П.А., Пряничников[3,4] А.А.

*[1]Институт физики высоких энергий имени А.А. Логунова НИЦ "Курчатовский институт", г. Протвино, [2]ИБРАЭ РАН, г. Москва, [3]МГУ имени М.В. Ломоносова», г. Москва*

*[4]Физический институт им. П. Н. Лебедева РАН, Физико-технический центр, г. Протвино*

Программный комплекс RTS&T [1] реперного класса точности предназначен для статистического моделирования связанного переноса многокомпонентного (200 типов частиц и ядер) излучения в гетерогенных пространственно-неоднородных средах в диапазоне низких, промежуточных и высоких энергий в присутствии электромагнитных полей. В сравнении с предыдущими версиями RTS&T-2021 содержит ряд модификаций и расширений, касающихся использования пакетов подготовки файлов оцененных ядерных данных для их использования в качестве константного обеспечения моделирования переноса в диапазонах низких и промежуточных энергий, включая учет ошибки, обусловленной неопределенностью констант и рассчитанной на основе ковариационных данных для ошибок оцененных ядерных данных, развития системы описания и визуализации геометрии, расширения набора программных реализаций микроскопических моделей hγ-, hA- и AA-взаимодействий в диапазоне промежуточных и высоких энергий, включение в состав комплекса моделей расчета характеристик первичных радиационных повреждений конструкционных материалов при их облучении частицами различных типов, моделей расчета микродозиметрических параметров биоткани, используемых в системах планирования облучения пациента на установках протонно- и ионно-лучевой дистанционной терапии (усредненных по потоку или поглощенной дозе линейных передач энергии (ЛПЭ), относительной биологическая эффективности рассматриваемого

типа излучения на заданном уровне выживаемости клеточных структур, биологической дозы).

Типично процесс подготовки негрупповых оцененных ядерных данных состоит из последовательного применения процедур разного целевого назначения, входящих в состав специализированных пакетов препроцессинга. На текущий момент времени наибольшее распространение получили 3 альтернативных пакета подготовки данных - NJOY [2], ENDF Preprocessing Codes [3] и CALENDF [4], GRUCON [5, 13], ставшие практическими мировыми стандартами обработки файлов оцененных данных, представленных в формате ENDF-6 (следует отметить, что в рамках рабочей группы WPEC OECD/NEA с 2012 г. проводится разработка более совершенного способа представления ядерных данных [6] - обобщенных структур GND и средств обращения с ними - инфраструктур для использования в современных IT-приложениях, реализованных с применением объектно-ориентированных языков программирования). Ранее первый из приведенных пакетов, NJOY, разрабатываемый с 1977 г., имел существенные экспортные ограничения (распространялся только через RSICC и NEA Databank) и был практически недоступен для использования в отечественной расчетной практике. В январе 2017 г. Были разработаны версии пакета NJOY2016 и NJOY21 [7], не имеющие экспортных ограничений и находящиеся в свободном доступе. Пакет PREPRO изначально имел свободную лицензию использования, был размещен на официальном сайте Группы данных МАГАТЭ, имеет постоянную поддержку (на текущий момент актуальной является версия PREPRO2021 [3]) и доступен как в виде исполняемых кодов, так и в виде исходных текстов процедур. Поэтому именно пакет PREPRO был выбран в качестве основного средства подготовки негрупповых констант переноса для использования в комплексе RTS&T-2021. Альтернативно для подготовки оцененных данных могут использоваться пакеты NJOY, GRUCON, CALENDF.

Часть процедур перечисленных пакетов выполняют аналогичные функции (в ряде случаев, методически отличными способами), часть - различные. В частности, функционально пересекающимися основными процедурами пакетов NJOY и PREPRO являются [8]:

- RECONR (NJOY) и комбинация LINEAR и RECENT (PREPRO);
- BROADR (NJOY) и SIGMA1 (PREPRO);
- GROUPR (NJOY) и GROUPIE (PREPRO);
- MIXR (NJOY) и MIXER (PREPRO).

Базисными процедурами подготовки данных пакета CALENDF являются модули CALENDF, REGROUTP и LECRITP.

Основными процедурами пакета подготовки файлов в формате endf-6 для их последующего использования при моделировании переноса излучения комплекса RTS&T-2021 являются 3 процедуры пакета PREPRO:

– LINEAR - производит линеаризацию сечений. Формат endf-6 позволяет представить сечения в виде серии табличных значений, определяемых парами x и y(x) и методом интерполяции между узловыми значениями, задаваемым признаком INT:

1) INT=1: Y не зависит от X (постоянное значение, гистограмма);

2) INT=2: Y линейно относительно X (линейно-линейный);

3) INT=3: Y линейно относительно ln(X) (линейно-логарифмический);

4) INT=4: ln(Y) линейно относительно X (логарифмически-линейный);

5) INT=5: ln(Y) линейно относительно ln(X) (логарифмически-логарифмический);

6) INT=6: специальный закон одномерной интерполяции Гамова, используемый только для сечений заряженных частиц;

7) INT=11-15: метод соответствующих точек (следует за законами интерполяции 1-5);

8) INT=21-25: интерполяция на единичной базе (следует за законами интерполяции 1-5).

– RECENT - добавляет вклад резонансов в нейтронные сечения. Формат ENDF-6 позволяет представление сечений в виде вклада параметров резонанса и табулированных фоновых коррекций. Этот код добавляет вклад резонанса в фоновые сечения для получения сечений в виде линейно-интерполируемых таблиц при T= 0 K;

– SIGMA1 - производит учет доплеровского уширения резонансных уровней нейтронных сечений по методу Каллена для температуры T. Как и в случае кодов LINEAR и RECENT, все считываемые и записываемые сечения являются табулированными с линейным законом интерполяции. На этом этапе учет температурных эффектов в резонансной области энергий считается законченным. При дальнейшем использовании подготовленных файлов при моделировании переноса в этой области энергий осуществляется лишь линейно-линейная интерполяция значений сечений.

К дополнительным процедурам пакета подготовки файлов относятся:

– LEGEND - преобразует табулированные распределения и коэффициенты разложения Лежандра в линейно-интерполируемые таблицы (подобно процедуре, выполняемой кодом LINEAR в отношении интегральных сечений), осуществляет проверку на отрицательные значения угловых распределений и, при необходимости, производит их коррекцию;

– FIXUP - обеспечивает внутреннюю непротиворечивость интегральных сечений при всех энергиях для их последующего использования для моделирования переноса излучения. В частности, производится проверка равенства интегральных сечений сумме парциальных сечений каналов реакций и, при необходимости, их записей в соответствующих форматах;

– DICTIN - обновляет индекс раздела в MF=1 (общая информация), MT=451 (общее описание файла и содержание).

К сожалению, в свободно-распространяемую версию пакета PREPRO не входит процедура, аналогичная по назначению и функциональным возможностям модулю THERMR комплекса NJOY, выполняющему расчет интегральных сечений и энергетически-угловых распределений рассеянных частиц при взаимодействии нейтронов на свободных или связанных атомах среды в тепловой области энергий с учетом температуры среды. Для выполнения функций, сходных с функциями модуля THERMR, была разработана оригинальная процедура THERMRTST (NTHERM2017). Модуль NTHERM2017 включен в общую систему препроцессинга данных комплекса RTS&T (Рис. 1).

В версии RTS&T-2021 программного комплекса реализована возможность использования файлов всех отечественных и мировых библиотек оцененных ядерных данных для всех типов размещенных в них частиц [9]. Дополнительно была разработана система скриптов, позволяющая автоматически обновлять систему константного обеспечения комплекса RTS&T при появлении обновленных версий мировых библиотек оцененных ядерных данных.

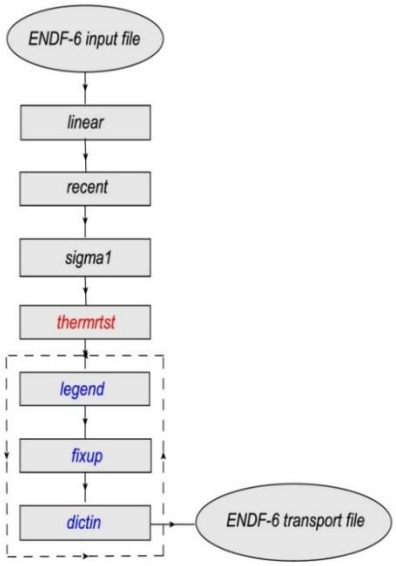



Рисунок 1 - Последовательность использования процедур подготовки транспортных файлов комплекса RTS&T-2021

Для генерации выходных характеристик вторичных частиц в hA–, AA– и фотоядерных взаимодействиях в области энергий, превышающей верхнюю границу диапазона библиотечных оцененных данных, а также для моделирования взаимодействий частиц, для ко-торых отсутствуют файлы оцененных ядерных данных, используются программные реализа-ции ряда теоретических (микроскопических) моделей, включающих генерацию ядерных фрагментов как в послекаскадной, так и в быстрой стадии реакции (вплоть до полного развала ядра).

В области промежуточных энергий (150 МэВ – 5-10 ГэВ) используются модели внутриядерных каскадов (бинарные двучастичные взаимодействия в ядерном потенциале), совмещенные с изобарной моделью и учитывающие эффект трелинга и время формирования ядерной системы в конечном состоянии (CEM, Bertini, INCL, CASCADE). В области энергий свыше 5 ÷ 10 ГэВ используются современные статистические реализации базисных теоретических моделей, отражающие развитие внутриядерного каскада с учетом кварковой структуры адронов, описываемой в рамках КХД (Табл. 1).

Таблица 1 - Основные микроскопические (теоретические) модели hA-, AA- и фотоядерных взаимодействий комплекса RTS&T-2021, используемые в диапазоне высоких энергий

| Модель Грибова-Редже | Дуально-партонные модели | Классические струнные модели | Модели, основанные ПКХД | Квантово-молекулярно-динамические модели |
|---|---|---|---|---|
| Дополненная учетом вторичных перерассеяний медленных (y ≈ 0) партонов на внутриядерных нуклонах путем введения усиленных диаграмм многопомеронного обмена | DPMJET<br>PHOJET<br>DTUJET<br>DTUNUC<br>IRIS<br>VENUS | FRITIOF<br>FRITIOF (модификация В.В. Ужинского)<br>ATTILA<br>PSM (Parton String Model)<br>LAQGSM | ISAJET<br>PYTHIA<br>HERWIG<br>HIJING<br>Parton Cascade Model | QMD<br>RQMD<br>UrQMD<br>JQMD<br>JAM |

В новую версию RTS&T-2021 комплекса включена разработанная математическая модель формирования первичных радиационных повреждений в твердом теле под действием многокомпонентного ионизирующего излучения [10]. На основе разработанной модели было проведено статистическое моделирование поглощенной дозы и скоростей набора дозы и СНА образцов боросиликатного стекла, предназначенного для захоронения радиоактивных отходов, под действием внешнего протонного излучения с энергией 12,8 МэВ (Табл. 2).

Таблица 2 - Характеристики образцов, ток, время облучения, расчетные значения поглощенной дозы, скоростей набора дозы и СНА исследуемых образцов

| Образец | Ток, мкА | Интенсивность протонов, $10^{12}$ част./с | Время облучения, ч | Скорость набора СНА, 1/с/мкА | СНА, $10^{-4}$ | Скорость набора дозы, Гр/час/мкА | Доза, Гр |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| БС-1/1 | 1,0 | 6,250 | 1,00 | $1{,}075\cdot10^{-7}$ | 3,87 | $1{,}7909\cdot10^{8}$ | $1{,}7909\cdot10^{8}$ |
| БС-1/2 | 1,5-2,0 | 10,937 | 4,67 | $8{,}000\cdot10^{-8}$ | 26,90 | $1{,}5670\cdot10^{8}$ | $1{,}4636\cdot10^{9}$ |
| БС-1/3 | 1,5-1,7 | 9,375 | 8,00 | $1{,}060\cdot10^{-7}$ | 51,93 | $1{,}6091\cdot10^{8}$ | $2{,}1884\cdot10^{9}$ |
| БС-2/1 | 1,0 | 6,250 | 1,00 | $1{,}022\cdot10^{-7}$ | 3,68 | $2{,}285\cdot10^{8}$ | $2{,}2851\cdot10^{8}$ |
| БС-2/2 | 1,5-2,0 | 9,375 | 4,25 | $9{,}114\cdot10^{-8}$ | 27,89 | $1{,}3677\cdot10^{8}$ | $1{,}1626\cdot10^{9}$ |
| БС-2/3 | 1,8-2,0 | 11,250 | 8,00 | $1{,}076\cdot10^{-7}$ | 62,00 | $1{,}6258\cdot10^{8}$ | $2{,}6013\cdot10^{9}$ |
| СФ-1 | 1,5 | 9,375 | 4,50 | $7{,}810\cdot10^{-8}$ | 18,98 | $1{,}8370\cdot10^{8}$ | $1{,}2400\cdot10^{9}$ |

Дистанционная лучевая терапия – высокотехнологичный и быстроразвивающийся метод лечения злокачественный новообразований. На базе НИЦ “Курчатовский

институт”-ИФВЭ создается первый отечественный центр ионно-лучевой терапии на основе пучка ионов 12C. Одной из актуальных задач при этом является разработка эффективной системы планирования облучения пациента. Одним из подходов в разработке физического ядра системы планирования является использование полномасштабного прецизионного моделирования облучения на основе кода RTS&T-2021. Поэтому очередным этапом развития программного комплекса RTS&T явилось расширение его возможностей применительно к расчету основных микродозиметрических характеристик: усредненных по потоку (траекториям) и дозе линейной передачи энергии (ЛПЭ), относительной биологической эффективности излучения (ОБЭ), биологической дозы. В состав комплекса был включены варианты Микробиологической Кинетической Модели (МКМ) и Модели Локального Эффекта (LEM I-III) с наборами параметров для различных линий радиочувствительных клеток: V79, HSG, SCC61, SQ20B, T1, CHO, клеток Хордомы человека [11, 12].

В пакете RTS&T-2021 реализована также новая “синтетическая” (комбинаторно-воксельная) схема описания и визуализации геометрии исследуемого объекта с произвольным выбором метода локализации границ (аналитического, итерационного или их комбинации), что существенно сокращает расчетное время без снижения точности прогнозирования. Воксельный фантом представлен в виде объемного примитива (шейпа) - параллелепипеда, виртуально разбитого на воксели заданного размера (Рис. 2), что позволяет использовать более эффективных алгоритм построения траектории частицы по сравнению с представлением геометрии в рамках комбинаторного подхода. Для более полного использования преимуществ синтеза комбинаторной и регулярной воксельной геометрии и снятия геометрического ограничения на величину транспортного шага разработан алгоритм определения номеров всех вокселей, через которые проходит частица, путем поиска точек пересечения отрезка-транспортного шага с координатными плоскостями, образующими воксельную сетку. По координатам точек пересечения определяются номера ячеек-вокселей.

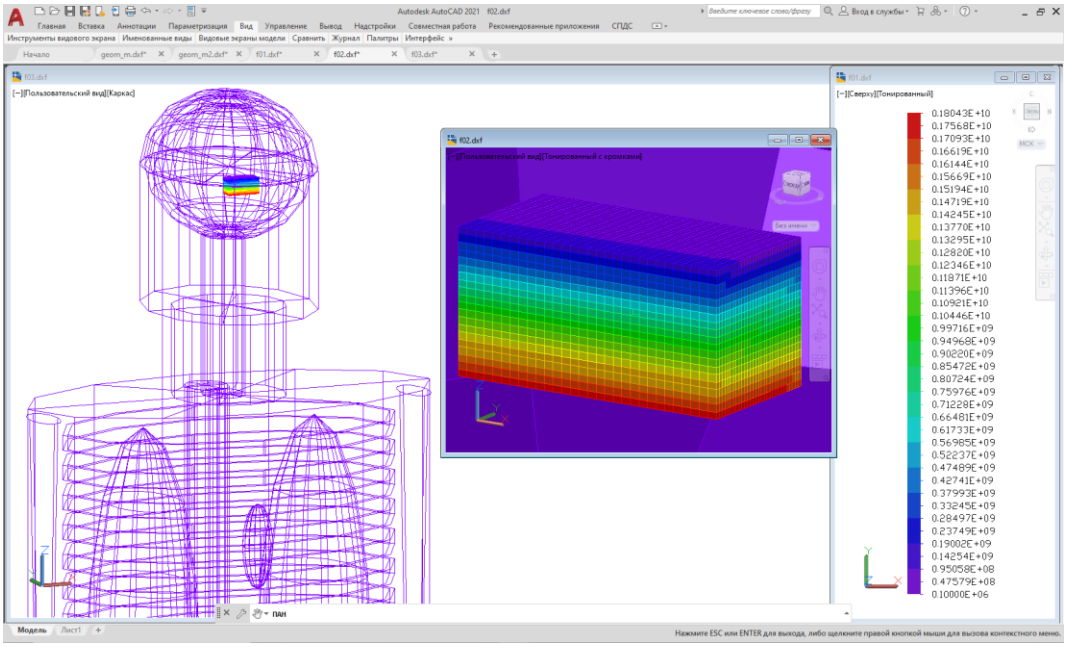


Рисунок 2 - Пример включения регулярной воксельной структуры в состав комбинаторной модели антропоморфного фантома MIRD-2

ЛИТЕРАТУРА


1. I.I. Degtyarev, F.N. Novoskoltsev, O.A. Liashenko, E.V.Gulina, L.V.Morozova, The RTS&T-2014 code status, Nuclear Energy and Technology, v.1, Issue 3, November 2015, p.222-225.

2. R.E. MacFarlane, D.W. Muir, R.M. Boicourt, F.C. Kahler, J.L. Conlin, The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2016. LAUR-17-20093. Los Alamos National Laboratory, 2016.

3. D.E. Cullen, PREPRO 2021 - ENDF/B Pre-processing Codes, Technical report IAEA-NDS-0238, July 14, 2021, International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria.

4. J.C. Sublet , P. Ribon, M. Coste-Delclaux, CALENDF-2010: User Manual, Tech. Rep. CEA-R-6277, ISSN 0429-3460, CEA (2011).

5. V.V. Sinitsa, A.A. Rineisky, GRUCON - Package of applied computer programs and operating procedures of functional modules, Rep. IPPE -7220, Obninsk (1986) (in Russian), see also: Rep. INDC(CCP)-344,Vienna,1993 (in English).

6. C.M. Mattoon, B.R. Beck, N.R. Patel, N.C. Summers, G.W. Hedstrom, Generalized Nuclear Data: a New Structure (with Supporting Infrastructure) for Handling Nuclear Data. Nuclear Data Sheets, 2012, vol. 113, pp. 3145–3171.

7. J.L. Conlin, A.C. Kahler, A.P. McCartney, OpenSource Release of NJOY2016 and NJOY21, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM 87545.

8. M.P.W. Chin, A. Ferrari, V. Vlachoudis, From ENDF to PENDF: NJOY versus PREPRO. Proc. Int. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology 2010. Jeju Island, Korea, 2010.

9. А.А. Пряничников, А.С. Симаков, И.И. Дегтярев, Ф.Н. Новоскольцев, Е.В. Алтухова, Ю. В. Алтухов, Р.Ю. Синюков, А.И. Блохин, Верификация мировых библиотек оцененных ядерных данных на основе базовых интегральных экспериментов в рамках программного комплекса RTS&T, ВАНТ, Серия: Ядерно-реакторные константы, выпуск 1, 2018, с.127-134.

10. Р.Ю. Синюков, П.А. Блохин, А.А. Пряничников, А.С. Симаков, М.А. Белихин, И.И. Дегтярев, Ф.Н. Новоскольцев, Е.В. Алтухова, Ю.В. Алтухов, А.И. Блохин, Математическая модель первичных радиационных повреждений боросиликатного стекла, предназначенного для иммобилизации радиоактивных отходов, ВАНТ, Серия: Ядерно-реакторные константы, выпуск 3, 2020, с.5-18.

11. А.А. Пряничников, А.С. Симаков, М.А. Белихин, И.И. Дегтярев, Ф.Н. Новоскольцев, Е.В. Алтухова, Ю.В. Алтухов, Р.Ю. Синюков, Сравнительный анализ результатов численного моделирования и экспериментальных данных для пробегов ионов углерода в гомогенных фантомах с использованием комплекса RTS&T, ВАНТ, Серия: Ядерно-реакторные константы, выпуск 2, 2019, с.5-19.

12. A.A. Pryanichnikov, A.S. Simakov, M.A. Belikhin, F.N. Novoskoltsev, I.I. Degtyarev, E.V. Altukhova, Yu.V. Altukhov, R.Yu. Sinyukov, The RTS&T Code Coupled with the Microscopic Kinetic Model for Biological Calculations in Multi-Ion Therapy, Phys. Part. Nuclei Lett. 17, 629–634 (2020). https://doi.org/10.1134/S1547477120040378.

13. V.V.Sinitsa, The GRUCON Code Package for Evaluated Nuclear Data Processing. User's manual (January, 2020). Available as: https://www-nds.iaea.org/grucon/.

# АНАЛИЗ ПРОЦЕССОВ, ПРОТЕКАЮЩИХ ПОД ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БЕЛОРУССКОЙ АЭС ПРИ АВАРИЯХ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Третинников Д.Л., Нагула П.К., Дойникова А.В.

*Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси, г. Минск*

Последним, четвертым, барьером безопасности энергоблока АЭС на пути распространения радиоактивных продуктов является защитная оболочка (ЗО). В соответствии с требованиями НП-001-15 и НП-082-07, в проекте АЭС должен быть представлен анализ безопасности при проектных авариях (ПА) и запроектных авариях (ЗПА), включая тяжелые аварии с расправлением активной зоны. При экспертизе документов в обоснование безопасности АЭС в соответствии с требованиями норм МАГАТЭ [1, 2] должна проводиться независимая оценка обоснования безопасности АЭС отдельными экспертами или группами специалистов, не связанными с проектировщиками. Расчетное обоснование безопасности должно проводиться программными средствами (ПС), отличными от применяемых проектировщиками АЭС. Организацией, выполняющей научное сопровождение работ по строительству Белорусской АЭС, является научное учреждение «ОИЭЯИ – Сосны». Для независимой оценки расчетного обоснования безопасности защитной оболочки АЭС при ПА и ЗПА в научном учреждении используется
ПС COCOSYS.

ПС COCOSYS – основанный на современных детерминистических моделях теплогидравлический реалистический код, позволяющий моделировать все физические процессы, протекающие в контейнменте легководного ядерного реактора в ходе тяжелой аварии. Для адекватного моделирования и точных расчетов в реализованных в компьютерном коде COCOSYS математических моделях учитывается взаимное влияние моделируемых процессов. Версия ПК COCOSYS v2.4 официально передана в распоряжение специалистов научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» немецкими разработчиками (GRS) в рамках международной программы BE/RA/07 «Развитие технического сотрудничества в области ядерной безопасности».

Основные требования для ЗО при возникновении проектных аварий на АЭС сформулированы в НП-010-16 «Правила устройства и эксплуатации локализующих

систем безопасности атомных станций» [3]: в проекте атомной станции должно быть обосновано, что максимальное значение избыточного давления (разрежения) среды в пространстве, ограниченном защитной оболочкой, при проектных авариях не превысит проектного давления (разрежения). Должно быть также обосновано непревышение значения проектной температуры при проектных авариях.

В рамках Государственной программы «Наукоемкие технологии и техника» на 2016 – 2020 годы с помощью ПС COCOSYS v.2.4 проведен расчетный анализ параметров среды в помещениях защитной оболочки реакторной установки Белорусской АЭС при ПА с разрывом главного циркуляционного трубопровода Ду850 полным сечением на входе в реактор с двусторонним истечением теплоносителя с учетом потери электропитания собственных нужд АЭС (обесточивание блока): разработана расчетная модель защитной оболочки АЭС с РУ ВВЭР-1200; определены начальные и граничные условия; выполнены расчеты; проведен анализ полученных результатов.

Расчетная область защитной оболочки АЭС с ВВЭР-1200 представляет собой весь внутренний объем ЗО. Для дискретизации пространства внутри защитной оболочки АЭС разработана нодализационная схема, представленная на рисунке 1. Она включает в себя 48 контрольных объемов (КО). Контрольные объемы R1–R32 моделируют помещения под внутренней герметичной оболочкой, объемы R33 и R34 моделируют межоболочечное пространство, объем ENV – окружающую среду, задание которой необходимо для моделирования утечки из ЗО и теплообмена с окружающей средой через строительные конструкции (на рисунке 1 для указания КО применяется только цифровая идентификация: буква «R» перед цифрами не указывается). Два бака-приямка моделируются одним контрольным объемом R1. Отсек арматуры и трубопроводов, расположенный над баками-приямками, разбивался на 4 сектора. Помещения кольцевых коридоров с ГЦН и компенсатора давления разбивались на два КО по высоте с учетом перекрытий на отметке 14,500 и 26,300 соответственно. Парогенераторные боксы были разбиты на четыре контрольных объема – объемы выше и ниже каждого парогенератора. Шахтный объем реактора объединен с помещениями шахт ревизии БЗТ и ШВК и моделируется контрольным объемом R11, а бассейн выдержки и колодец перегрузки – R12. Реакторный зал моделируется девятью контрольными объемами: приямком-водосборником R13 и по два КО на четырех высотных отметках – от пола реакторного зала (с учетом высоты приямка) до крана перегрузочной машины, от крана до теплообменников-охладителей системы пассивного отвода тепла (СПОТ), от

теплообменников-охладителей до спринклерного кольца с распылительными форсунками и далее до верхней отметки купола.

Разработанная нодализационная схема содержит 89 атмосферных соединений и 64 дренажных соединений, через которые осуществляется движение среды между помещениями. Конструкционные элементы ЗО и технологическое оборудование, моделируются 160 тепловыми элементами. Нодализационная схема ЗО дополняется моделью спринклерной системы.

Для определения максимального выхода массы и энергии через разры при проектной аварии разрыва главного циркуляционного трубопровода Ду 850 проектировщиком Белорусской АЭС выполнены вариантные расчеты для различных мест разрыва и различного количества работающих емкостей САОЗ и насосов САОЗ, подключенных к реактору и петлям.

Рассмотрены шесть вариантов протекания аварии:

– течь из холодной нитки – разрыв на входе в реактор (варианты 1, 2, 3);

– течь из горячей нитки – разрыв на выходе из реактора аварийной петли без компенсатора давления (КД) (варианты 4, 5) и аварийной петли с КД (вариант 6).

Анализ всех вариантов выполнен с учетом консервативного подхода.

В расчетах обоснования безопасности реакторной установки принят следующий сценарий протекания аварий: одновременно с разрывом главного циркуляционного трубопровода Ду850 происходит обесточивание блока, что приводит к закрытию стопорных клапанов турбины, отключению ГЦНА, прекращению подачи питательной воды.

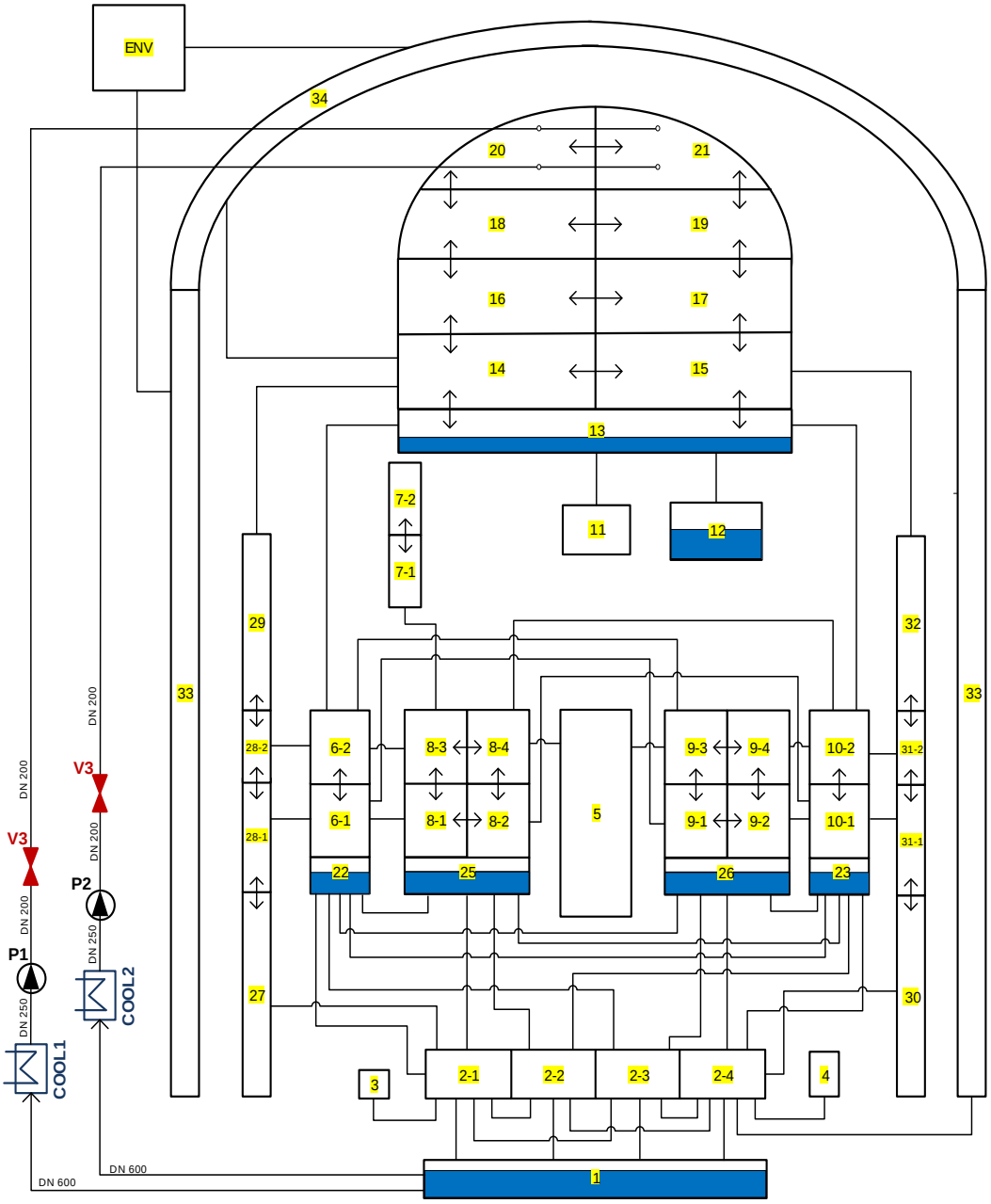



Рисунок 1 – Нодализационная схема защитной оболочки Белорусской АЭС

Приведенные на рисунке 2 функции временных зависимостей выхода пароводяной смеси и выхода энергии через разрыв являются граничными условиями для задачи моделирования процессов, протекающих вследствие проектных аварий, связанных с потерей теплоносителя в результате разрыва трубопроводов первого контура, под защитной оболочкой блока АЭС с помощью ПК COCOSYS.

Начальные условия в защитной оболочке для проведения расчетов:

– начальное давление в помещениях защитной оболочки – 0,103 МПа (максимальное абсолютное давление для режима нормальной эксплуатации);

– начальная температура среды в помещениях защитной оболочки – 60 ºС (максимальная температура в помещениях защитной оболочки в режиме нормальной эксплуатации АЭС);

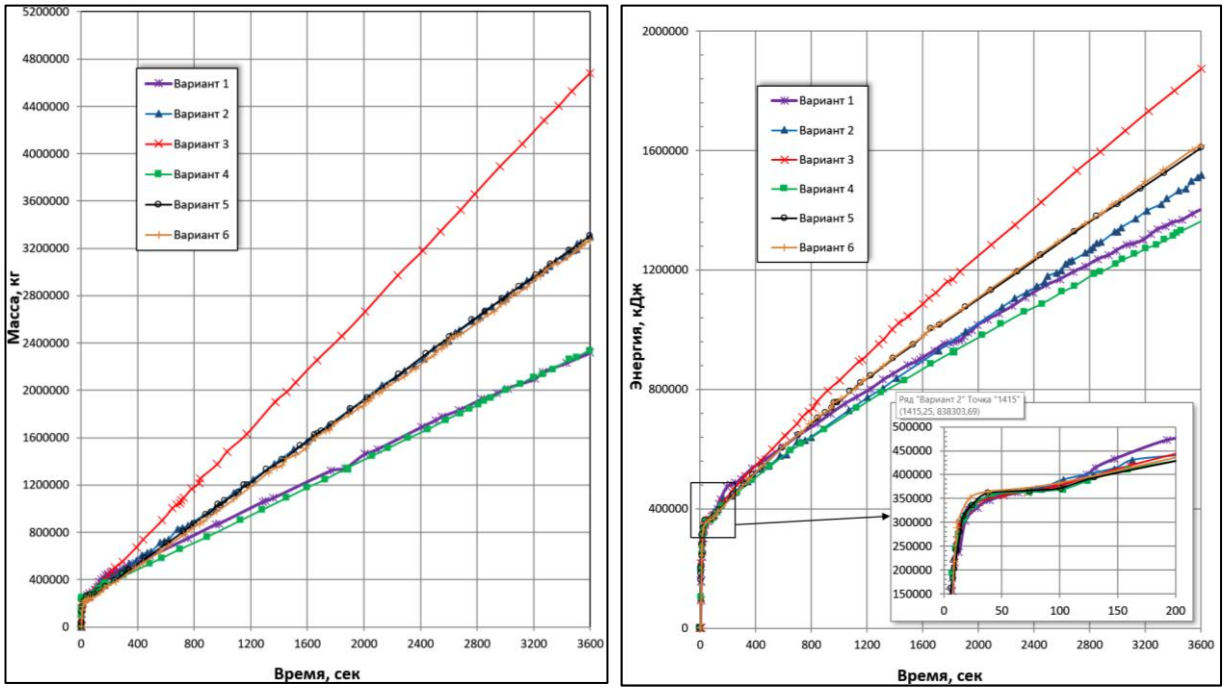
– начальная относительная влажность в помещениях ЗО – 90% (максимальная относительная влажность в режиме нормальной эксплуатации АЭС);

– включение спринклерной системы происходит через 150 с после начала аварии;

– массовый расход одного канала спринклерной системы – 83 кг/с;

– начальная температура подаваемой спринклерной жидкости – 40 ºС;

– расчетный интервал аварийного процесса – 3600 с.




а) б)

Рисунок 2 - Граничное условие для расчета аварии с разрывом ГЦТ: а) выход массы жидкости и пара из разрыва для всех вариантов расчетов, б) выход энергии из разрыва

Параметры окружающей среды внутри герметичной защитной оболочки при аварийном режиме типа «большая течь», включая максимальную проектную аварию (проектные пределы):

– температура до 150 ºС (допустимо до 190 ºС в течение 70 с);

– – абсолютное давление от 0,079 до 0,5 МПа;

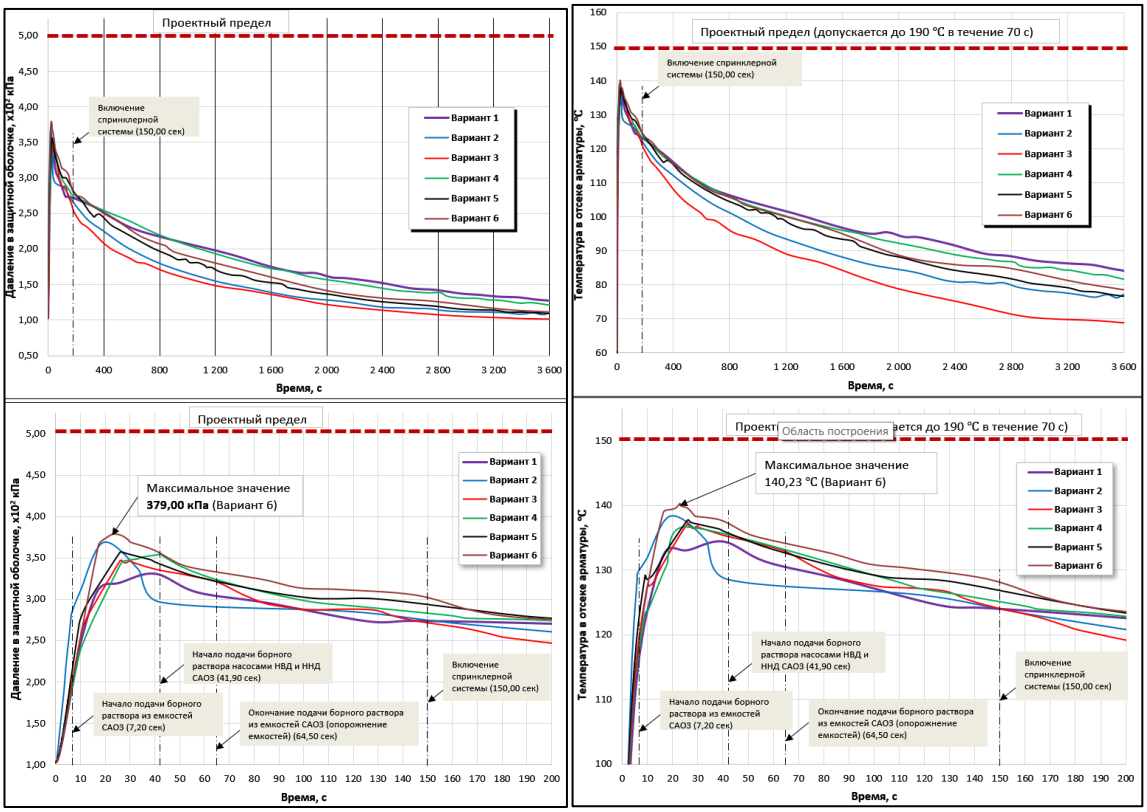
– время существования режима не более 24 ч;

– предел температур после аварии от 20 до 60 ºС;

– предел абсолютного давления после аварии от 0,09 до 0,12 МПа.

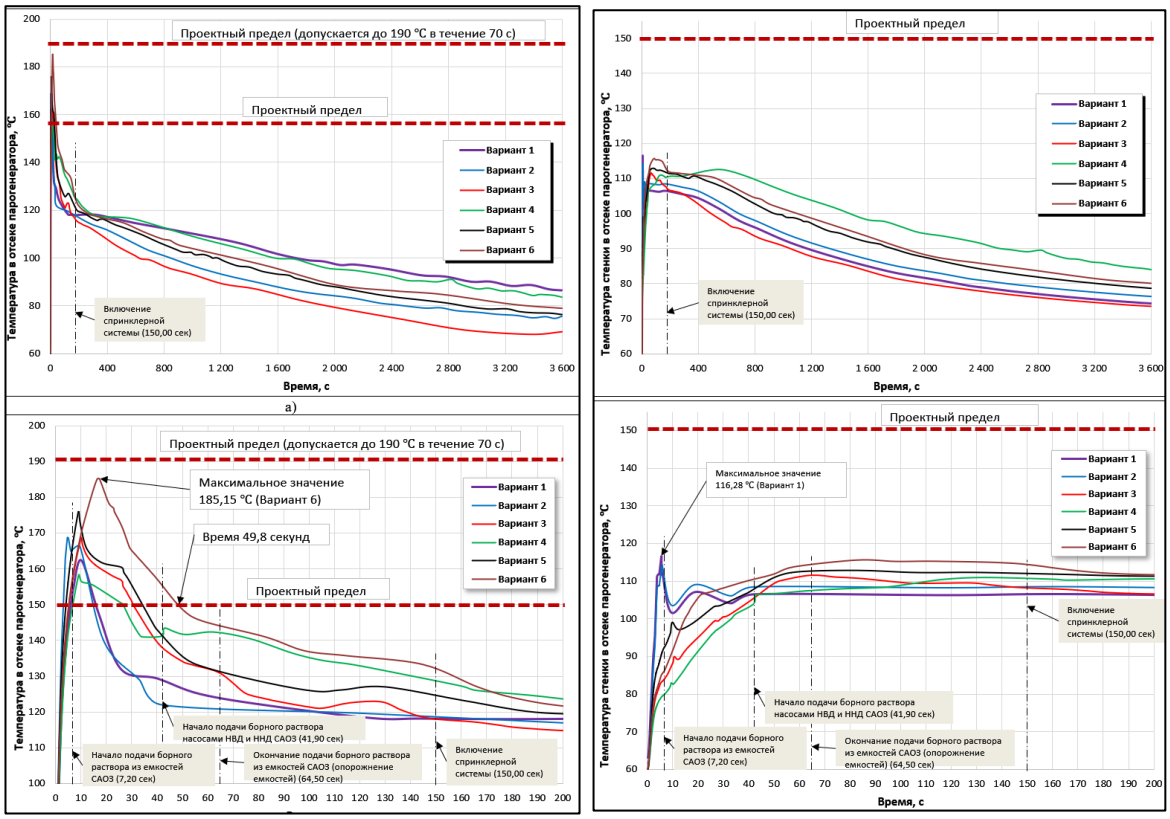
Результаты расчетов приведены на рисунках 3–4.

Результаты расчетов показывают, что параметры среды, достигаемые в помещениях ЗО в ходе рассматриваемой аварии с течью теплоносителя, не превышают значений проектных пределов для защитной оболочки АЭС с ВВЭР-1200.




а) б)

Рисунок 3 - Результаты расчетов: а) давление под ЗО, б) температура в отсеке арматуры




а) б)

Рисунок 4 - Результаты расчетов: а) температура в отсеке ПГ, б) температура стенки в отсеке ПГ

В настоящее время специалистами научного учреждения «ОИЭЯИ – Сосны» в рамках Государственной программы «Наукоемкие технологии и техника» на 2021-2025 годы ведутся работы по анализу процессов внутри ЗО реакторной установки Белорусской АЭС, протекающих в условиях тяжелых ЗПА, связанных с разрывами трубопроводов первого контура с наложением отказа активной части системы аварийного охлаждения активной зоны.

Результаты данной научно-исследовательской работы могут быть использованы для проведения экспертизы безопасности АЭС при нарушении нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях как для Белорусской АЭС, так и стран Евразийского экономического союза и дальнего зарубежья, в которых планируется строительство АЭС с ВВЭР-1200.

ЛИТЕРАТУРА

1. Детерминистический анализ безопасности атомных электростанций [Текст]: серия изданий по безопасности № SSG-2. – Вена: МАГАТЭ, 2014 – 95 с.

2. Безопасность атомных электростанций: проектирование [Текст]: серия изданий по безопасности № NS-R-1. Вена: МАГАТЭ, 2003. – 60 с.

3. Правила устройства и эксплуатации локализующих систем безопасности атомных станций [Текст]: федеральные нормы и правила в облати использования атомной энергии НП-010-16. – Введ. 24.02.2016. – Москва: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2016. – 63 с.

# МОДЕЛИРОВАНИЕ ВЫХОДА И РАСПРЕДЕЛЕНИЯ СТАБИЛЬНЫХ ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ГЕРМЕТИЧНОМ ТВЭЛЕ КОНТЕЙНЕРНОГО ТИПА

Жилкин А.С., Гончар Н.И., Дмитриев Д.В.

*АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск*

*Введение*

В процессе эксплуатации реакторных установок (РУ) во внутренних объёмах твэла контейнерного типа накапливаются газообразные продукты деления (ГПД), растёт давление под оболочкой, что может привести к разгерметизации.

Для любых типов реакторов большую опасность представляют повреждения оболочек твэлов при высоких уровнях выгорания топлива, когда давление газа под оболочкой становится максимальным, в этом случае в межтвэльное пространство может выйти значительное количество газа, что приведет к ухудшению теплосъёма на поверхности большого числа твэлов и выходу активности в первый контур.

Безопасность РУ обеспечивается глубокоэшелонированной защитой основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду [1].

Для РУ с ЖМТ характерно относительно низкое давление теплоносителя первого контура. В качестве параметров предела безопасной эксплуатации твэлов для РУ с ЖМТ обычно указывают предельный перепад между наружным и внутренним давлением на оболочку твэла, максимальную температуру и максимальную повреждающую дозу.

Для расчетной оценки давления под оболочкой твэла необходима проверенная по экспериментальным данным математическая модель наработки, миграции и распределения ГПД во внутренних объемах твэла. Для решения данной задачи в России и мире, разработаны инженерные программы, такие как Альфа-М [2], СОКРАТ-БН [3], ANS54 [4], BUBL [5] и другие.

В докладе представлена математическая модель выхода и распределения стабильных ГПД под оболочкой твэла контейнерного типа с оксидным урановым ($UO_2$) топливом тепловыделяющих сборок (ТВС) РУ БН-600 и проведено сравнение расчетных

данных, полученных по представляемой математической модели и по программе Альфа-М.

1. Описание математической модели

Модель учитывает влияние выгорания топлива, которое проявляется в следующем: изменении внутренней геометрии твэла и структуры топлива; изменении скорости выхода стабильных ГПД из топлива в зависимости от режима и времени облучения; накоплении стабильных ГПД во внутренних объемах твэла.

Накопление и распределение ГПД под оболочкой твэла зависят от многих факторов, таких как достигнутое выгорание, рабочие температуры, режим эксплуатации, конструкция твэла, тип топлива, технология изготовления твэла и топлива. В качестве примера рассмотрен типовой твэл РУ БН-600.

Выход ГПД (стабильных и радиоактивных) из топлива и их распределение под оболочкой герметичного твэла описаны камерной моделью по принципу выравнивания давления во внутренних газовых объёмах твэла: в объеме пор топлива, в центральная полость топливного стержня (ЦПТ), в зазоре между топливом и оболочкой, в верхнем и нижнем компенсационных объёмах (КО). Принято, что все газовые объёмы твэла взаимосвязаны и давление в них одинаковое. Схема миграции ГПД в герметичном твэле приведена на рисунке 1.

Рисунок 1 – Схема миграции ГПД в герметичном твэле

Топливо рассматривается как структура из сферических зёрен одинакового диаметра, равного среднему размеру зерна. Объём пор принят как система связанных каналов, имеющая выход на внешнюю поверхность топлива, то есть, вся пористость открытая. С ростом выгорания топливо распухает, увеличиваются объёмы топливного стержня и пор, уменьшается зазор между стержнем и оболочкой. Скорость распухания топлива (твердого и газового) зависит от типа топлива и её значение следует проверять по результатам послереакторных исследований облученных твэлов.

Давление газа под оболочкой прямо зависит от количества вышедших из топлива стабильных ГПД. Вклад радиоактивных ГПД для оксидного уранового топлива незначителен и составляет не более 1 % (по расчётным оценкам, представленным на рисунке 2-б). Также следует учитывать, что под оболочкой изначально имеется некоторое

количество технологического газа, которое можно оценить, зная конструкцию и технологию изготовления твэла. Для твэлов с оксидным урановым топливом реактора БН-600 технологическим газом является гелий.

Количество вышедших из топлива атомов стабильных ГПД можно оценить по формуле:

$$N_{стаб} = Y_{стаб} \cdot F_{дел} \cdot K_{стаб}\,, \qquad 1)$$

где $Y_{стаб}$ – суммарный кумулятивный выход стабильных ГПД при делении (при делении на быстрых нейтронах равен 25,8 % [6]), штук/деление;

$F_{дел}$ – количество делений в твэле, соответствующих достигнутому выгоранию, делений;

$K_{стаб}$ – относительный выход стабильных ГПД из топливного зерна в объем пор (соответствует режиму эксплуатации и рабочим температурам топлива).

Относительный выход ГПД определяется как отношение количества атомов ГПД, вышедших из зерна за рассматриваемое время, к количеству образовавшихся в нём за то же время. В расчётах принят как сумма относительных выходов по каждому механизму.

Для оксидного уранового топлива обычно учитывают выходы в результате прямой отдачи и диффузии, при этом коэффициент диффузии равен сумме коэффициентов температурной и радиационно-стимулируемой диффузии. Для топлива с небольшой относительной плотностью и невысокой теплопроводностью можно учитывать вклад испарения в трек (в описываемой математической модели не учитывается).

Относительный выход в поры топлива (в том числе и в зазор между топливом и оболочкой и ЦПТ) в результате прямой отдачи, определяются по формуле, данной в работе [7]:

$$K_{отд} = \frac{0{,}75 \cdot r_{топ}}{a} \cdot \frac{\delta}{r_{ср}}, \qquad 2)$$

где a – радиус топливного зерна, мм;

$r_{топ}$ – длина пробега осколка в топливе, мм;

$r_{ср}$ – длина пробега осколка в среде (в рассматриваемом твэле средой является газ), мм;

δ – средняя ширина пор в топливе, (средняя величина зазора между топливом и оболочкой и среднее сечение ЦПТ), мм.

В процессе облучения топливо распухает, газовое распухание увеличивает объём и ширину пор, твёрдое распухание влияет на размер зерна, ширина зазора между топливом и оболочкой уменьшается, а диаметр ЦПТ может изменяться вследствие переконденсации топлива (в описываемой математической модели не учитывается). Относительный выход отдачи в поры рассчитан по формуле (2) и к концу периода облучения увеличивается на 10 %.

Относительный выход стабильных ГПД посредством диффузии определяется выражением, полученным из решения уравнения диффузии продуктов деления из сферы с равномерно распределенным внутри неё источником [7]:

$$K_{стаб} = 1 - \frac{6}{\pi^4 \cdot D^*_{стаб} \cdot t} \cdot \left( \frac{\pi^4}{90} - \sum_{n=1}^{\infty} \frac{e^{-D^*_{стаб} \cdot n^2 \cdot \pi^2 \cdot t}}{n^4} \right), \qquad 3)$$

где π – число Пи;

t – время облучения твэла, сек;

$D^*_{стаб}$ – приведённый коэффициент диффузии (равный отношению $D/a^2$), 1/сек.

Выражение (3) применимо при больших коэффициентах диффузии и длительном облучении твэла, т.е. при условии $\pi^2 \cdot D^*_{стаб} \cdot t > 1$. Когда выполняется условие $\pi^2 \cdot D^*_{стаб} \cdot t < 1$, т.е. при малых выходах диффузией, авторы работы [7] рекомендуют использовать следующее соотношение:

$$K_{стаб} = 4 \cdot \sqrt{\frac{D^*_{стаб} \cdot t}{\pi}} - \frac{3}{2} \cdot D^*_{стаб} \cdot t\,. \qquad 4)$$

Температурная зависимость коэффициента диффузии примеси в твёрдом теле подчиняется закону Аррениуса:

$$D = D_0 \cdot e^{\left(\frac{-E_0}{R \cdot T}\right)}, \quad 5)$$

где $E_0$ – энергия активации диффузии принята равной 20100 Дж/моль [8];

T – температура тела, К;

R – универсальная газовая постоянная, равная 8,314 Дж/(К·моль);

$D_0$ – коэффициент, определяемый экспериментально (принят равным $3{,}1 \cdot 10^{-11}$ см$^2$/с [8]), см$^2$/с.

Температура топлива существенно изменяется по радиусу и по высоте стержня. Для оценки диффузионного выхода ГПД в твэле используют усреднённый коэффициент термической диффузии в топливе [8] вычисляемый по правилу трех точек Симпсона:

$$D_{твэл} = \left(\frac{1}{6} \cdot \left(\sqrt{D_{центр}} + 4 \cdot \sqrt{D_{серед}} + \sqrt{D_{поверх}}\right)\right)^2, \quad 6)$$

где индекс «твэл» соответствует среднему для твэла значению коэффициента диффузии, индексы «центр», «серед» и «поверх» – значениям в центре, на середине радиуса и на поверхности топливного стержня.

Для коэффициента радиационно-стимулируемой диффузии определяющим фактором является скорость делений в единице объема топлива:

$$D_{рад} = c \cdot f, \quad 7)$$

где c – константа для данного вида топлива, см$^5$/дел.;

f – число делений в единице объёма топлива в единицу времени, дел./(см$^3$·с).

Значение константы «с» для $UO_2$ по различным данным может изменяться в пределах от $2 \cdot 10^{-31}$ до $2 \cdot 10^{-29}$ см$^5$/дел и определяется главным образом теплопроводностью топлива (чем выше теплопроводность, тем меньше коэффициент). Выбор этой константы для конкретного топлива должен быть проверен по результатам послереакторных экспериментов.

Рассматриваемый твэл имеет несколько газовых объёмов таких как, объём пор топлива, ЦПТ, объём зазора между топливом и оболочкой, верхний и нижний КО твэла.

Значения газовых объемов твэла не помещенного в условия эксплуатации определяют по конструкторской документации. По ходу кампании некоторые объёмы будут изменяться в результате распухания топлива. Количество вышедших из топлива (учитывая выход отдачей в зазор между топливом и оболочкой и в ЦПТ) атомов стабильных ГПД – $N_{ГПД}$ – вычисляется по формуле (1).

Согласно объединённому газовому закону, количество атомов газа в i-м объёме твэла на момент времени t равно:

$$N_i(t) = \frac{P(t) \cdot V_i(t)}{k \cdot T_i}, \qquad 8)$$

где P(t) – давление под оболочкой (одинаково во всех газовых объёмах), достигнутое к моменту времени t, Па;

$V_i(t)$ – величина i-го объёма твэла к моменту времени t, м$^3$;

k – постоянная Больцмана, равная $1{,}38 \cdot 10^{-23}$ Дж/К;

$T_i$ – температура газа в i-ом объёме твэла, К.

Общее количество атомов ГПД ($N_{ГПД}$) в газовых объемах под оболочкой твэла к моменту времени t равно $\sum_i N_i$. Оно равно сумме атомов вышедших из топлива ГПД и технологического газа ($N_{техн}$). Тогда давление под оболочкой твэла (P) к моменту времени t можно определить как:

$$P(t) = \frac{k \cdot \left(N_{ГПД} + N_{техн}\right)}{\sum_{i=1}^{m} \frac{V_i(t)}{T_i}}, \qquad 9)$$

где m – количество газовых объемов твэла;

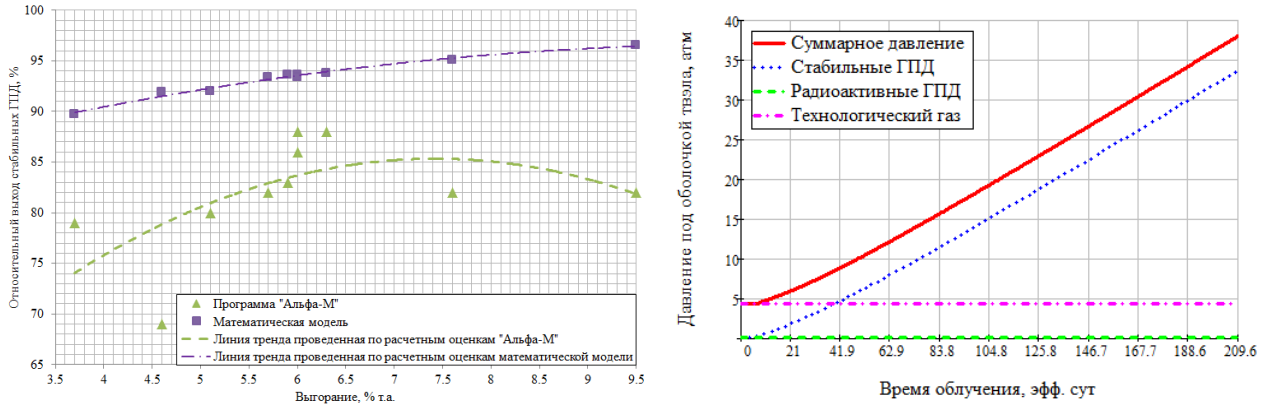
$N_{ГПД}$ – общее количество атомов ГПД вышедших в газовые объемы твэла, атм;

$N_{техн}$ – количество атомов технического газа в твэле при н.у., атм.

2. Результаты расчетов

Для проверки представляемой методики были рассмотрены твэлы ТВС РУ БН-600 с различными параметрами облучения. Исходные данные по геометрическим параметрам твэла и параметрам облучения приведены в [9, 10, 11].

Используя описанную методику, были выполнены расчёты по выходу стабильных ГПД и изменению давления под оболочкой твэла РУ БН-600 в зависимости от параметров твэла и облучения. Расчетные значения относительного выхода стабильных ГПД приведены на рисунке 2-а (без учета погрешности, ввиду их больших значений которые составляют ± 50 % для Альфа-М, а для представляемой методики – смотри раздел 3 «Анализ результатов»).




*а* *б*

а – сравнение результатов расчетов с программой Альфа-М, б – расчетные оценки изменение давление газа под оболочкой твэла

Рисунок 2 – Графическое представление результатов расчетных оценок

3. Анализ результатов

Как видно из рисунка 1, расчетные оценки давления под оболочкой твэла ТВС РУ БН-600 полученные по представляемой методике завышены по сравнению с расчетными оценками, полученными по программе Альфа-М. Это объясняется консервативными допущениями, такими как отсутствие учета повысотного распределение температур (т.е. задаваемая пользователем температура топлива распределяется на весь топливный столб) и количества делений топлива.

Стоит отметить, что основными составляющими погрешности расчета являются колебания мощности (±10 %), обогащение топлива (не более ± 1,5 %), геометрические отклонения конструкции твэла (не оценивались, ввиду малого вклада) и отсутствие повысотного распределения температуры топлива (приблизительно ± 50%).

Рассчитанный выход стабильных ГПД согласуется (с учетом погрешности) с данными полученными по программе Альфа-М, что подтверждает правомерность использования математической модели применительно для оценки расчета давления под оболочкой твэл применительно для РУ БН-600, так и разработки новой конструкции твэлов с оксидным урановым топливом.

*Выводы*

1. Описана математическая модель расчёта давления газа под оболочкой герметичного твэла ТВС РУ БН-600 с оксидным урановым топливом.

2. Проведено сравнение результатов расчетных оценок, полученных по представляемой математической модели с данными, полученными по программе Альфа-М.

3. В дальнейшем математическая модель будет улучшена в части уменьшения консерватизма (учет повысотного распределения температур и количества делений в топливе) и учета других механизмов выхода ГПД из топлива (например, вклад испарения в трек).

## ЛИТЕРАТУРА


1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15). Москва, 2016.

2. Аттестационный паспорт программного средства Альфа-М, № 508 от 14.12.2020.

3. Жилкин А.С., Осипов С.Л., Саляев А.В., Семенов В.Н., Филиппов М.Ф., Цаун С.В. Численное моделирование поведения продуктов коррозии и газообразных продуктов деления в коде СОКРАТ-БН // Известия Академии наук. – №3, 2014.

4. Rausch W.N., Panisko F.E., ANS54: A Computer Subroutine for Predicting Fission Gas Release. Pacific Northwest Laboratory, 1980.

5. Warner H.R., Nichols F.A. // Nucl. Appl. Technol. – v.9. – no 2. 1970.

6. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д.. Радиационные характеристики облучённого ядерного топдива. Справочник. М., Энергоатомиздат, 1983, с.382.

7. Коняшов В.В., Шкоков Е.И. Выход радиоактивных ПД из дефектных твэлов с оксидным топливом. Обзор. // М.: ЦНИИатоминформ, 1987.

8. Ластман Б. Радиационные явления в двуокиси урана. М.: Атомиздат, 1964.

9. Казанский Ю.А., Троянов М.Ф., Матвеев В.И., Евсеев А.Я., Звонарев А.В., Кирюшин А.И., Васильев Б.А., Белов С.П., Матвеенко И.П., Кулабухов Ю.С., Черный В.А., Баков А.Т., Двухшерстнов В.Г., Иванов А.П., Тютюнников П.Л., Пшакин Г.М. Исследование физических характеристик при пуске реактора БН-600. Из истории работ

ФЭИ по созданию быстрых реакторов. Сборник избранных научных работ. К 80-летию дня рождения М.Ф. Троянова. // ГНЦ РФ – ФЭИ имени А.И. Лейпунского.– Обнинск, ГНЦ РФ–ФЭИ, 2011.

10. Ошканов Н.Н., Говоров П.П. Жидкометаллический реактора БН-600 – основные особенности и опыт эксплуатации. // Известия вузов. Ядерная энергетика. №2. Обнинск, 2009 г.

11. Условия работы твэлов реакторов на быстрых нейтронах и предъявляемые к ним требования // Энергетика. ТЭС и АЭС.URL: https://tesiaes.ru/?p=13832 (дата обращения 22.09.2021).

# ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ «ПРИМЕСНЫХ» РАДИОНУКЛИДОВ НА КЛАСС РАО НАТРИЯ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ ПОСЛЕ ОКОНЧАТЕЛЬНОЙ ОСТАНОВКИ РЕАКТОРА

Забродская С.В., Попов Э.П., Тыклеева К.В.

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

*Введение*

Основной целью настоящей работы является демонстрация расчетных возможностей нового модуля – CRAOprNa в программе ACMAR [1] на примере расчетных исследований по оценке влияния «примесных» радионуклидов на класс РАО натрия реактора типа БН-600 в зависимости от времени работы реактора и от выдержки после окончательной остановки реактора.

Под «примесными» радионуклидами в данной работе подразумеваются радионуклиды, которые образуются в натрии в результате облучения нейтронами примесей самого натрия во время эксплуатации реактора.

В расчетах использовались величины содержания примесей, которые могут быть допущены в натрии в соответствии с нормативными документами, и не учитывалось уменьшение величины активности «примесных» радионуклидов в натрии за счет процессов осаждения радионуклидов в холодных ловушках и на поверхностях первого контура, поэтому полученные оценки влияния «примесных» радионуклидов на класс РАО натрия можно считать консервативными.

Для оценки влияния «примесных» радионуклидов на класс РАО натрия был взят один из расчетных вариантов активной зоны и защиты реактора БН-600 и были сделаны следующие предположения: реактор работает в течение 60 лет со средней нагрузкой в 75%; микрокампания длится 148 дней, а перегрузка – 30 дней; нейтронные потоки не изменяются в зонах в течение всей работы реактора; для расчета использовались максимальные величины содержания примесей, которые могут быть допущены в натрии в соответствии с нормативными документами [2,3], а не реальные величины содержания примесей в натрии, поставленном на реактор БН-600.

В расчете по оценке влияния «примесных» радионуклидов на класс РАО натрия БН-600 использовалось 15 примесей. Поскольку в данной работе оценивалось влияние примесей на класс РАО отработавшего натрия, то кроме оценок примесей,

присутствующих в натрии БН-600, была проведена качественно и оценка влияния восьми примесей, которые были зарегистрированы в натрии американского производства и примеси урана в натрии, поставленного на БН-800.

Для анализа возможных реакций образования долгоживущих радионуклидов из изотопов элементов, входящих в состав примесей, для исследований было отобрано 33 «примесных» радионуклида.

Анализ результатов расчета величин активности «примесных» радионуклидов и их класса РАО, показал, что только восемь из всех рассмотренных «примесных» радионуклидов (Mn54, Co60, Zn65, Ag108m, Ag110m, Sn121m, Ba133, Po210) имеют активность, находящуюся в пределах границ 4-го класса РАО. Они в таблице приведены жирным шрифтом и для них приведены вклады реакций в величину их активности.

В работе приведены величины активности и класс РАО в зависимости от времени выдержки для этих 8-ми радионуклидов, а так же приведены результаты расчетов класса РАО натрия 1-го контура с учетом всех «примесных» радионуклидов БН-600 и величины энерговыделения в натрии от всех «примесных» радионуклидов.

**1 Методика расчета активности «примесных» радионуклидов**

Для обеспечения расчета активности «примесных» радионуклидов в натрии первого контура в модуле – CRAOprNa предварительно определяются концентрации всех изотопов примесных элементов (принятых для расчета) во всех зонах расчетной схемы.

Концентрации примесных элементов и их изотопов в натрии первого контура определялись с использованием следующей основной формулы, определяющей εpe – массовую долю примесного элемента в натрии:

$$\varepsilon pe = (Ape \cdot \rho pe)/(ANa \cdot \rho Na), \quad (1)$$

где $A_{pe}$ и $\rho_{pe}$ – атомный вес примесного элемента и его концентрация в натрии;

$A_{Na}$ и $\rho_{Na}$ – атомный вес и концентрация натрия соответственно.

Концентрации изотопов примесных элементов в зонах расчетной схемы определялись по следующей формуле (с использованием формулы 1):

$$\rho_{iiz,pe} = ( ANa \cdot \rho iNa / Ape ) \cdot \varepsilon iz,pe , \qquad (2)$$

где $\rho_i^{iz,pe}$ – концентрация iz – изотопа pe – примесного элемента в i – зоне расчетной схемы, 1/см$^3$;

$\rho_i^{Na}$ – концентрация натрия в i – зоне расчетной схемы, 1/см$^3$;

$A_{Na}$ – атомный вес натрия;

$A_{pe}$ – атомный вес примесного элемента;

$\varepsilon_{iz,pe}$ – весовая доля iz – изотопа pe – примесного элемента.

Активность ($A_{pr}$) расчетного pr – «примесного» радионуклида, образованного в результате суммирования выбранных для расчета реакций изотопов примесных элементов в натрии первого контура, рассчитывалась по следующей формуле:

$$A_{pr} = \frac{\sum\limits_{iz,pe,tr}\sum\limits_{i}\sum\limits_{j}(\phi_i^j \cdot \sigma_{iz,pe,tr}^j)\cdot \rho_i^{iz,pe}{}_i \cdot V_i}{V_{1\hat{e}}} \cdot \frac{\left[1-e^{-\lambda_{pr}\cdot\tau}\right]\cdot\left[1-e^{-\lambda_{pr}\cdot(\tau+\Delta t)\cdot n}\right]}{\left[1-e^{-\lambda_{pr}\cdot(\tau+\Delta t)}\right]} \cdot e^{-\lambda_{pr}\cdot t_S} , \text{ Бк/л}, \qquad (3)$$

где $\sum\limits_{j}(\phi_i^j \cdot \sigma_{iz,pe,tr}^j)$ – интеграл образования расчетного pr-«примесного» радионуклида, образованного в результате tr-реакции iz-изотопа pe – примесного элемента в i-ой расчетной зоне реактора, сек$^{-1}$;

$\Phi_i^j$ – нейтронный поток j-ой группы в i-ой зоне, н/см$^2$.с;

$\sigma^{j}{}_{iz,pe,tr}$ – сечение j-группы tr-реакции iz-изотопа pe-примесного элемента, которое приводит к образованию pr-«примесного» радионуклида, барн;

$\rho_i^{iz,pe}$ – концентрация iz – изотопа pe – примесного элемента в i – зоне расчетной схемы, 1/см$^3$;

$V_i$ – объем i-ой расчетной зоны реактора, см$^3$;

$\lambda_{pr}$ – постоянная распада pr-«примесного» радионуклида, сек$^{-1}$;

$V_{1к}$ – объем натрия первого контура, ($V_{1к}$ =0,707 $\cdot$ 10$^6$ л), л;

$\tau$ – время микрокампании ( $\tau$ =1,279 $\cdot$ 10$^7$), сек (148 дней);

$\Delta t$ – время между перегрузками ( $\Delta t$ =0,2591 · $10^7$), сек (30 дней);

n – число микрокампаний (n=92);

$t_s$ – время выдержки радионуклидов после облучения.

## 2 Исходная информация

### 2.1 Исходная информация для расчета «примесных» радионуклидов

Пространственно-энергетическое распределение нейтронов в активной зоне и защите реактора определялось по трехмерной программе TRIGEX.04 [4] с использованием систем констант БНАБ-93 [5].

В таблице 2.1 приведены 33 «примесных» радионуклида, отобранных для исследования, и реакции их образования.

Таблица 2.1 – «Примесные» радионуклиды и реакции их образования

| № | «Примесный» радионуклид | $T_{1/2}$ | Реакции образования «примесных» радионуклидов |
|---|---|---|---|
| 1 | C14 | 5699,985 y | C13 (n, γ), N14 (n, p), N15 (n, d), N15 (n, np), O17 (n, α), O18 (n, nα) |
| 2 | Cl36 | 3,01e+5 y | K39 (n, α), Cl35 (n, γ), Cl37 (n, 2n) |
| 3 | Ca41 | 1,03e+5 y | Ca40 (n, γ), Ca42 (n, 2n) |
| 4 | Ca45 | 163,0 d | Ca44 (n, γ), Ca46 (n, 2n) |
| 5 | Mn53 | 3,68e+6 y | Fe54 (n, d), Fe54 (n, np) |
| **6** | **Mn54** | **312,13 d** | **Fe54 (n,p) ≈ 98,05%,** Fe56 (n,t) ≈ 0%, **Mn55 (n,2n) ≈ 1,95%** |
| 7 | Fe55 | 2,735 y | Fe54 (n,γ) |
| **8** | **Co60** | **5,271 y** | **Co59 (n,γ) ≈ 100%,** Ni62 (n,t) ≈ 0% |
| 9 | Ni63 | 100,6 y | Ni6 (n,γ), Ni64 (n,2n), Zn66 (n,α), Cu63 (n,p), Cu65 (n,t), Cu65 (n,nd) |
| **10** | **Zn65** | **244,15 d** | **Zn64 (n,γ) ≈ 100%,** Zn66 (n,2n) ≈ 0% |
| 11 | Kr81 | 2,1e+5 y | Sr84 (n,α) |
| 12 | Kr85 | 10,752 y | Sr88 (n,α) |
| 13 | Pd107 | 6,5e+6 y | Ag107 (n,p), Ag109 (n,t), Cd110 (n, α) |
| **14** | **Ag108m** | **418,01 y** | **Ag107 (n,γ′) ≈ 100%,** Ag109 (n,2n′) ≈ 0%, Cd108 (n,p′) ≈ 0%, Cd110 (n,t′) ≈ 0% |
| **15** | **Ag110m** | **249,78 d** | **Ag109 (n,γ′) ≈ 100%,** Cd110 (n,p′) ≈ 0% |
| 16 | Cd109 | 1,267 y | Sn112 (n,α), Cd108 (n,γ), Cd110 (n,2n) |
| 17 | Cd113m | 14,1 y | Sn116 (n,**α**′) |
| 18 | Sn113 | 115,09 d | Sn112 (n,γ), Sn114 (n,2n) |
| **19** | **Sn121m** | **55,001 y** | **Sn120 (n,γ′) ≈ 99,9%, Sn122 (n,2n′) ≈ 0,1%** |
| **20** | **Ba133** | **10,54 y** | **Ba132 (n,γ) 100%** |
| 21 | Cs134 | 2,065 y | Ba134 (n,p), Ba135 (n,d), Ba135 (n,np), Ba136 (n,t) |

Продолжение таблицы 2.1

| № | «Примесный» радионуклид | T1/2 | Реакции образования «примесных» радионуклидов |
|---|---|---|---|
| 22 | Cs135 | 2,3 e+6 y | Ba135 (n,p), Ba136 (n,d), Ba136 (n,np), Ba137 (n,t), Ba137 (n,nd) |
| 23 | Cs137 | 30,041 y | Ba137 (n,p), Ba138 (n,d), Ba138 (n,np) |
| 24 | Bi208 | 3,68e+5 y | Bi209 (n,2n) |
| 25 | Bi210m | 3,0e+6 y | Bi209 (n,γ′) |
| **26** | **Po210** | **138,388 d** | **Bi209 (n,γ) 100%** |
| 27 | Pb205 | 1,53e+7 y | Pb20 (n,γ), Pb206 (n,2n) |
| 28 | Tl204 | 3,788 y | Pb204 (n,p), Pb206 (n,t), Pb206 (n,nd) |
| 29 | Al26 | 7,17e+5 y | Al27 (n,2n) |
| 30 | Ni59 | 7,6e+4 y | Ni58 (n,γ), Ni60 (n,2n) |
| 31 | Co57 | 271,8 d | Ni58 (n,d), Ni58 (n,np) |
| 32 | V49 | 330,0 d | Cr50 (n,d), Cr50 (n,np), V50 (n,2n) |
| 33 | Be10 | 1,6e+6 y | B10 (n,p) |

При расчете величин активностей время микрокампании принималось равным 148 суток, время перегрузок между микрокампаниями составляло 30 дней. Информация по величинам активности радионуклидов в натрии и класс РАО натрия после 60 лет работы реактора выдавалась для следующих времен выдержек: 0 лет, 10 лет, 50 лет, 100 лет, 200 лет, 300 лет.

## 3 Результаты расчета величин активности «примесных» радионуклидов и их класс РАО в зависимости от времени выдержки

Расчет величин активностей «примесных» радионуклидов в натрии первого контура реактора БН-600 проводился по формуле (3), которая была запрограммирована в новом модуле – CRAOprNa в программе ACMAR.

Анализ результатов расчета величин активности 33-х «примесных» радионуклидов и их класса РАО показал, что только восемь из всех рассмотренных «примесных» радионуклидов (Mn54, Co60, Zn65, Ag108m, Ag110m, Sn121m, Ba133, Po210) имеют активность, превышающую нижнюю границу 4-го класса РАО. В таблице 3.1 приведены величины активности и класс РАО в зависимости от времени выдержки для этих 8-ми радионуклидов.

Таблица 3.1 – Величины активности основных «примесных» радионуклидов (%) и их класс РАО в зависимости от времени выдержки

| № | Рад.нуклид $T_{1/2}$: y-год; d-день | Активность рад.нуклида, класс РАО | Выдержка, год | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 0 | 10 | 50 | 100 | 200 | 300 |
| 1 | Mn54 312,13 d | % | 0,03 | 0,00 | 0,00 | 0,00 | 0,00 | 0,00 |
| | | Класс РАО | 4 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 2 | Co60 5,271 y | % | 94,09 | 99,31 | 47,50 | 0,15 | 0,00 | 0,00 |
| | | Класс РАО | 3 | 3 | 4 | 0 | 0 | 0 |
| 3 | Zn65 244,15 d | % | 1,13 | 0,00 | 0,00 | 0,00 | 0,00 | 0,00 |
| | | Класс РАО | 4 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 4 | Ag108m 418,01 y | % | 0,13 | 0,51 | 44,04 | 90,54 | 97,05 | 99,11 |
| | | Класс РАО | 4 | 4 | 4 | 4 | 4 | 4 |
| 5 | Ag110m 249,78 d | % | 4,55 | 0,00 | 0,00 | 0,00 | 0,00 | 0,00 |
| | | Класс РАО | 3 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 6 | Sn121m 55,001 y | % | 0,05 | 0,16 | 8,33 | 9,30 | 2,95 | 0,89 |
| | | Класс РАО | 4 | 4 | 4 | 4 | 4 | 0 |
| 7 | Ba133 10,54 y | % | 0,01 | 0,02 | 0,13 | 0,01 | 0,00 | 0,00 |
| | | Класс РАО | 4 | 4 | 0 | 0 | 0 | 0 |
| 8 | Po210 138,388 d | % | 0,01 | 0,00 | 0,00 | 0,00 | 0,00 | 0,00 |
| | | Класс РАО | 4 | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 |

В таблице 2.1 не приведена информация по расчету осколков деления от примеси урана, поскольку предварительные расчеты величин активности осколков от деления изотопов урана очень малы и их влияние при определении класса РАО натрия незначительно. Активность осколков рассчитывалась по той же программе с использованием формулы 3, только использовались сечения деления изотопов урана, домноженные на выход осколков деления для «средней» энергии нейтронов.

Анализ результатов расчетов показал, что в нормативном документе требований к натрию реакторной чистоты (ОСТ 95 10582-2003) отсутствуют нормативы содержания некоторых примесей (Mn, Co, Zn, Ag).

В таблице 3.2 приведены результаты расчетов класса РАО натрия 1-го контура с учетом всех «примесных» радионуклидов и величины энерговыделения в натрии от всех «примесных» радионуклидов.

Таблица 3.2 – Величины энерговыделения в натрии (Вт/м3 Na) и класс РАО натрия от всех «примесных» радионуклидов в зависимости от времени выдержки

| Выдержка | 0 лет | 10 лет | 50 лет | 100 лет | 200 лет | 300 лет |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Энерговыд. Вт/м3 | 0,168 | 0,427e-1 | 0,354e-3 | 0,121e-3 | 0,102e-3 | 0,869e-4 |
| Класс РАО | 3 | 3 | 4 | 4 | 4 | 4 |

В таблице 3.3 приведены сравнительные оценки влияния на класс РАО натрия «примесных» радионуклидов и радионуклидов, поступивших в натрий из негерметичных твэл.

Таблица 3.3 – Класс РАО натрия от «примесных» радионуклидов и от радионуклидов, поступивших в натрий из негерметичных твэл, в зависимости от времени выдержки

| Выдержка | 0 лет | 10 лет | 50 лет | 100 лет | 200 лет | 300 лет |
|---|---|---|---|---|---|---|
| Класс РАО от «примесных» радионуклидов | 3 | 3 | 4 | 4 | 4 | 4 |
| Класс РАО от радионуклидов негерметичных твэл [6] | 3 | 3 | 3 | 3 | 3 | 3 |

Сравнение результатов оценок влияния на класс РАО натрия «примесных» радионуклидов и радионуклидов, поступивших в натрий из негерметичных твэл, показывает, что после 10 лет выдержки класс РАО натрия будет определяться радионуклидами из негерметичных твэл (3-й класс). Для более ранних выдержек класс РАО натрия одинаков (3-й класс).

*Заключение*

Из анализа результатов расчетов, приведенных в работе, можно сделать следующие выводы: созданный модуль CRAOprNa для программы ACMAR позволяет оценивать все основные характеристики, необходимые для оценки класса РАО натрия после окончательной остановки реактора в зависимости от начального содержания примесей в натрии; проведен анализ влияния на класс РАО натрия 33-х «примесных» радионуклидов, образующихся в натрии; анализ величин активности «примесных» радионуклидов и их класса РАО показал, что только восемь из всех рассмотренных «примесных» радионуклидов (Mn54, Co60, Zn65, Ag108m, Ag110m, Sn121m, Ba133, Po210) имеют активность, находящуюся в пределах границ 4-го класса РАО (необходимо отметить, что наиболее сильное влияние на класс РАО натрия оказывают «примесные» радионуклиды Co60 и Ag108m); анализ показал, что в нормативном документе требований к натрию реакторной чистоты (ОСТ 95 10582-2003) отсутствуют нормативы содержания некоторых примесей (Mn, Co, Zn, Ag); сравнение результатов оценок влияния на класс РАО натрия «примесных» радионуклидов и радионуклидов, поступивших в натрий из негерметичных твэл, показывает, что после 10 лет выдержки класс РАО натрия будет определяться радионуклидами из негерметичных твэл (3-й класс). Для более ранних выдержек класс РАО натрия одинаков (3-й класс).

ЛИТЕРАТУРА

1. Стандарт отрасли. Натрий реакторной чистоты для реакторов БН. Технические требования и методы контроля примесей. ОСТ 95 10582-2003.

2. В.М. Архипов Техника работы с натрием на АЭС. Москва. Энергоатомиздат 1986, Выпуск 8.

3. Э.П. Попов, С.В. Забродская, С.В. Гришина Программа ACMAR – расчет радиационных и экологических характеристик конструкционных и нетопливных материалов реактора: Препринт ФЭИ-3190. Обнинск – 2010.

4. Серегин А.С. Аннотация программы TRIGEX для малогруппового расчета реактора в трехмерной гексагональной геометрии.// ВАНТ, сер. Физика и техника ядерных реакторов. – Вып.4(33). – М., 1983.

5. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных излучений.// ВАНТ, сер. Ядерные константы. – Вып. 1. – 1996.

6. Оценка стоимости окончательного захоронения радиоактивных отходов кондиционированного разными способами натрия первого контура быстрых реакторов.// ВАНТ, сер. Ядерные реакторные константы. – Вып.2. – 2020.

# ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ РАБОТ ПО ОПЫТНОМУ ИЗВЛЕЧЕНИЮ ТВЁРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Юсупов А.Н.

*ОАО "ГНЦ НИИАР"*

В рамках действующего контракта между АО «ГНЦ НИИАР» и ГК «Росатом» планируется опытное извлечение твёрдых радиоактивных отходов (ТРО) из отсека хранилища института. В 2020 году была проведена работа по обоснованию безопасности такой работы и получена лицензия на её проведение.

Оценка активности ТРО в отсеке проведена путём нормировки результатов измерений мощности эквивалентной дозы (МЭД), полученной при проведении радиационного контроля, на расчётное значение с учётом измеренного радионуклидного состава. Результаты нормировки показали, что расчётная величина активности дозообразующих радионуклидов значительно ниже в сравнение с паспортными данными. Наиболее вероятной причиной подобного расхождения может являться то, что при составлении паспортов на партии ТРО заносили информацию о дозообразующих радионуклидах с консервативной оценкой активности по результатам измерения МЭД, что не отображало наличие в отходах короткоживущих радионуклидов, активность которых значительно снизилась с момента их размещения в отсек.

С помощью программного средства MicroShield 9.05 была выполнена оценка МЭД персонала на различных этапах работ по извлечению. Оценку эффективной дозы облучения за один час нахождения в облаке радиоактивных аэрозолей выполняли согласно методическим рекомендациям МР 2.6.1.0063-12. Расчёты показали, что в штатных условиях работ (без повреждения первичной упаковки) эффективная доза облучения машиниста крана может составить 0,9 мЗв при плановом извлечении 10 $м^3$ отходов, сортировщика твёрдых радиоактивных отходов – 1,6 мЗв, дозиметриста – 1,8 мЗв, водителя спецтранспорта – 0,1 мЗв. При разгерметизации 10% первичной упаковки вне отсека эффективная доза облучения персонала может возрасти на 130 мкЗв на каждый извлечённый кубометр отходов. Для исключения ингаляционной составляющей облучения персонала рекомендовано применять изолирующие средства защиты органов дыхания.

Расчёт облучения населения в результате выхода в высотную трубу радиоактивных аэрозолей проводили с помощью аттестованного программного средства «Нострадамус». Расчёты показали, что облучение населения, как при штатных условиях работы, так и при их нарушении, будет существенно меньше 1 мкЗв за год с учётом пищевых цепочек.

Наихудшие радиационные последствия для персонала и населения возможны в случае падения контейнера с ТРО при транспортно-технологических операциях. Облучение отдельных лиц из числа задействованного персонала может составить 8 мЗв (7 мЗв за счёт ингаляционного поступления).

# РАЗРАБОТКА КОМПЛЕКСА ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ АНАЛИЗА РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ НА АЭС С ВВЭР

Шмельков[1] Ю.Б., Шутов[1] Н.В., Петров[1] Л.В., Звонарев[1] Ю.А., Савекин[1] С.С.

*[1]НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

Анализ радиационных последствий запроектных аварий (ЗПА) является обязательной составляющей анализа безопасности АЭС. При этом моделирование поведения радиоактивных продуктов деления (ПД) – это комплексная задача, решение которой требует реалистического подхода к описанию физических процессов. Глобально задача моделирования поведения ПД в условиях ЗПА, в том числе ЗПА с плавлением топлива, может быть разделена на несколько крупных подзадач: моделирование выхода ПД при разгерметизации оболочек твэлов, моделирование выхода ПД при плавлении топлива, моделирование выхода ПД из расплава кориума, моделирование переноса ПД в системе первого контура и в защитной оболочке (ЗО), моделирование переноса изотопов ПД в окружающей среде с учетом застройки, рельефа и изменения погодных условий.

Для решения задачи моделирования поведения ПД в условиях тяжелой аварии (ТА) в НИЦ «Курчатовский институт» разработан расчётный код МАВР-ТА [1]. Код МАВР-ТА состоит из 4-х модулей, решающих следующие задачи: моделирование выхода ПД из ТВС активной зоны или ТВС (тепловыделяющая сборка) бассейна выдержки при разгерметизации оболочек твэлов и при плавлении топлива; моделирование выхода ПД из расплава при его удержании на днище корпуса реактора и в УЛР, при взаимодействии расплава с бетоном; перенос и осаждение ПД в первом контуре реакторной установки (РУ); перенос и выведение радиоактивных ПД из атмосферы ЗО, в том числе для расчёта выброса изотопов радиоактивных ПД в окружающую среду. Блок-схема кода МАВР-ТА представлена на рисунке 1.

Рисунок 1 – Блок-схема кода МАВР-ТА

В 2021 году завершена процедура аттестации кода МАВР-ТА в Ростехнадзоре, ожидается получение аттестационного паспорта.

На рисунках 2 – 5 в качестве примера приведены результаты моделирования поведения ПД для тестового сценария тяжелой аварии «Двусторонний гильотинный разрыв ГЦТ с одновременным полным обесточиванием» на АЭС с ВВЭР-1000. На первом этапе аварии, после разгерметизации оболочек твэл, ПД выходят из ТВС а.з. На рисунке 2 представлены результаты по выходу нелетучих ПД из ТВС а.з. при ее разрушении. В ходе развития аварии и обрушения ТВС, на днище корпуса реактора образуется структура типа «дебрис», состоящая из обломков нерасплавившегося топлива и жидкого кориума. В дальнейшем обломки топлива плавятся и переходят в жидкую фазу. На рисунках 3 и 4 представлены результаты по выходу ПД из дебриса и расплава на днище корпуса реактора.

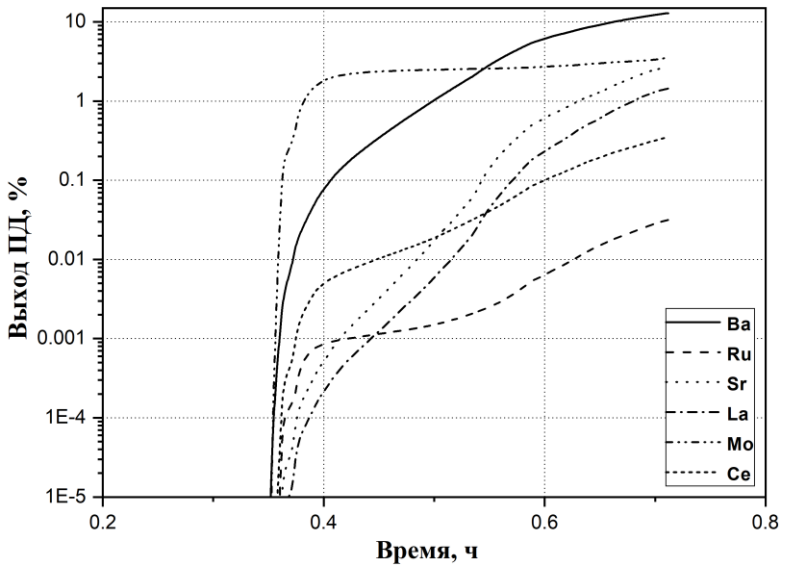



Рисунок 2– Выход нелетучих ПД из ТВС при разрушении а.з.

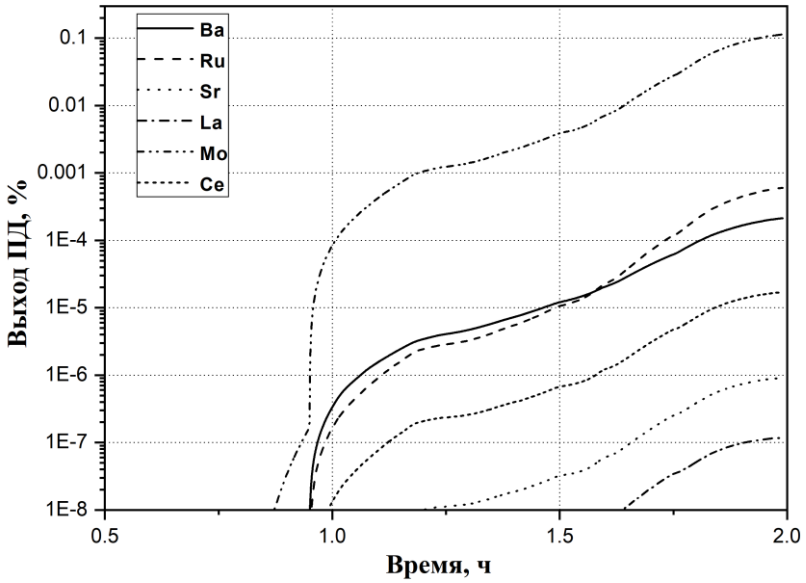



Рисунок 3 – Выход нелетучих ПД из дебриса при разрушении а.з.

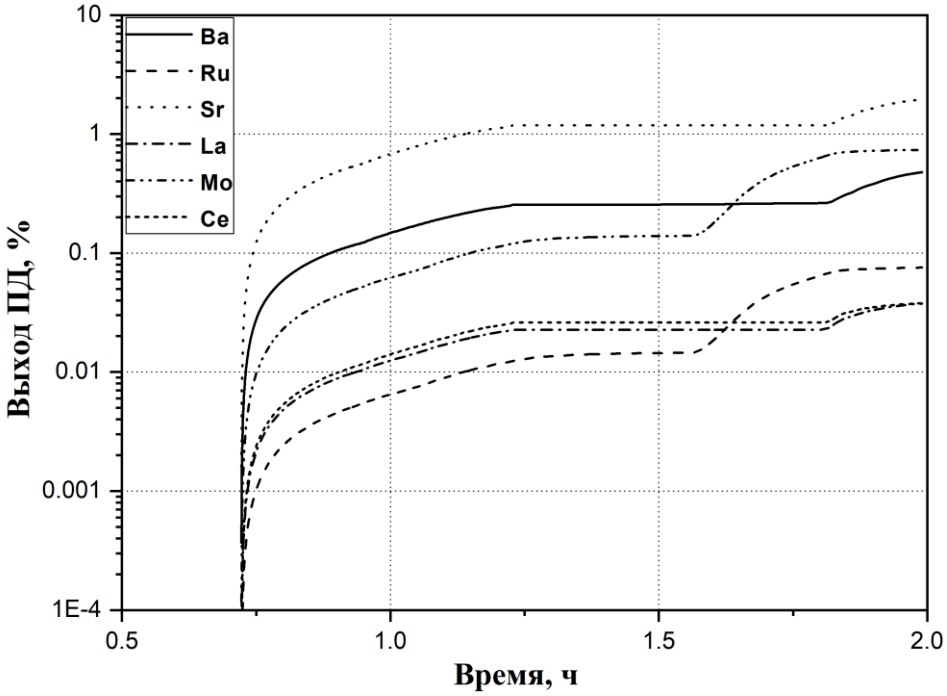



Рисунок 4 – Выход ПД пониженной летучести из расплава внутри реактора

Вышедшие из топлива и расплава ПД через систему первого контура поступают в ЗО. В данном сценарии принималось, что ПД не задерживаются в первом контуре. Таким образом, активность поступающих в ЗО изотопов равняется их суммарной активности, вышедшей из топлива ТВС, дебриса и расплава. На рисунке **Ошибка! Источник ссылки не найден.** приводится изменение во времени активности Sr-90 в защитной оболочке.

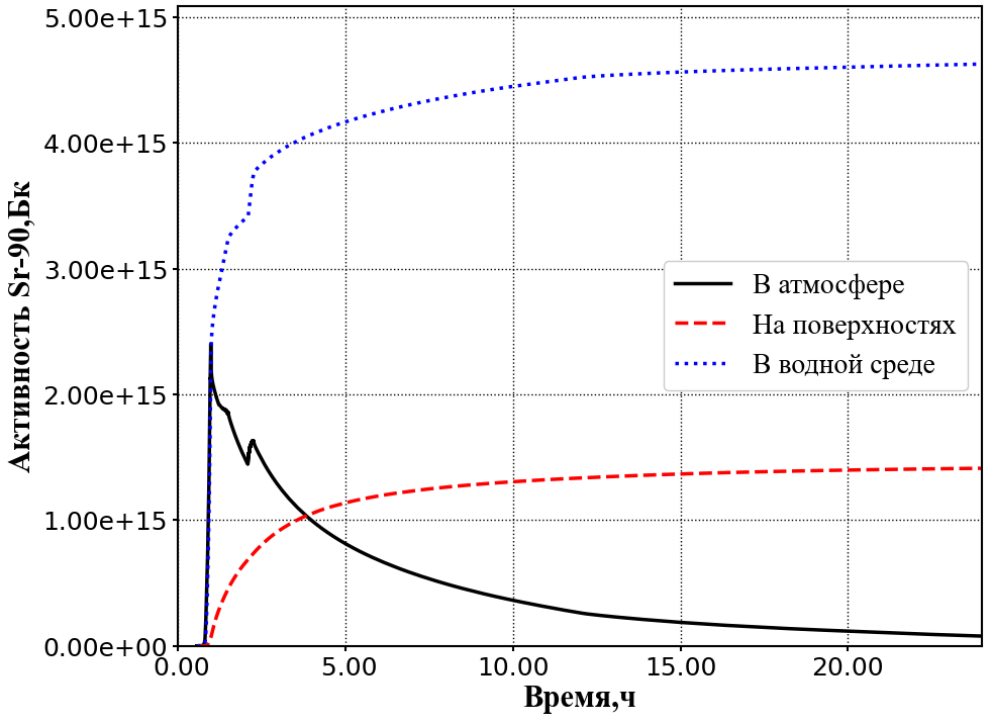



Рисунок 5 – Содержание Sr-90 в объеме ЗО

При этом необходимо отметить, что областью применения кода МАВР-ТА является моделирование запроектных аварий с плавлением топлива (тяжелых аварий). Для решения задачи моделирования переноса и осаждения ПД в ЗО и расчёта выброса изотопов радиоактивных ПД в окружающую среду при нарушениях нормальной эксплуатации, проектных авариях и ЗПА без плавления топлива в НИЦ «Курчатовский институт» разработан расчётный код ИРКА [2], являющийся расширением отдельных модулей кода МАВР-ТА. Валидация кода ИРКА выполнялась на аналитических тестах и существующих данных экспериментальных программ VANAM, Phebus-FP, TOSQAN, CSE. В настоящее время код ИРКА проходит процедуру аттестации в Ростехнадзоре.

На рисунке 6 приведены результаты сравнения выброса Cs-137 при запроектной аварии без плавления топлива «Большая двухсторонняя течь 850 мм на холодной нитке петли ГЦТ с КД» на АЭС с ВВЭР-1200 для варианта моделирования ЗО одним помещением и варианта нодализации ЗО на 29 помещений. Следует отметить, что в данном случае вариант моделирования ЗО одним помещением является более консервативным.

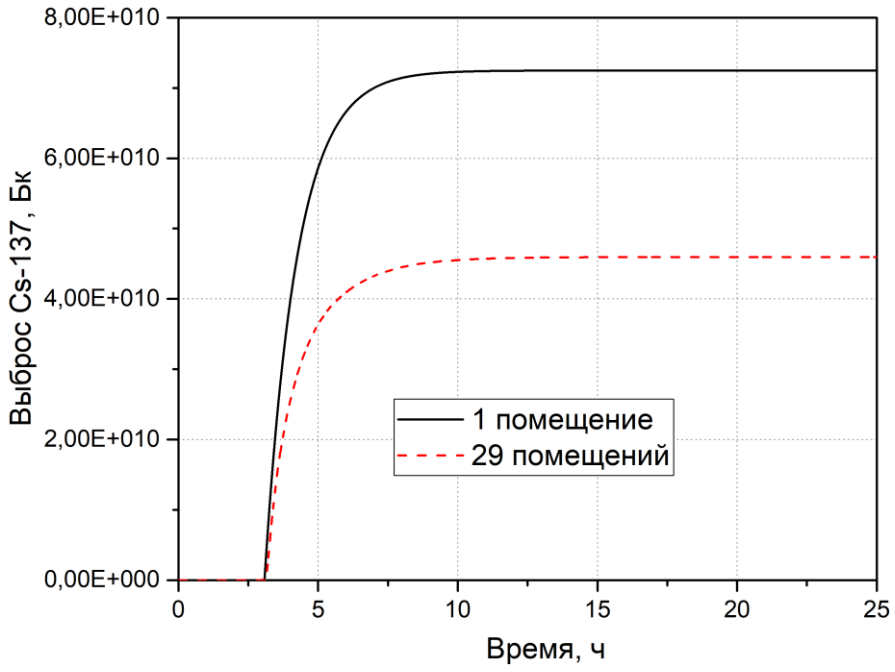



Рисунок 6 – Выброс Cs-137 при ЗПА без плавления топлива

Выбрасываемые за пределы защитной оболочки радионуклиды переносятся атмосферными потоками и оказывают радиационное воздействие на население и персонал. Для решения задачи переноса радиоактивных ПД в окружающей среде в настоящий момент в НИЦ «Курчатовский институт» применяются программные средства, реализующие гауссову модель рассеивания. Данная модель имеет свои ограничения и не

применима в случаях необходимости учета влияния рельефа, застройки, изменения погодных условий на перенос радионуклидов. В этих случаях необходимо применять к моделированию переноса ПД реалистичные подходы. Для решения данной задачи в НИЦ «Курчатовский институт» разрабатывается код МАП-ТА.

Все представленные в работе коды снабжены модулем для анализа неопределенности, реализующим методику, соответствующую РБ-166-20 [3].

## ЛИТЕРАТУРА


1. Шмельков Ю.Б., Звонарев Ю.А., Петров Л.В., Шутов Н.В. Разработка и верификация кода МАВР-ТА для моделирования выхода продуктов деления и их переноса под защитной оболочкой при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. Выпуск 5. С. 92-104.
2. ИРКА. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2019666574, правообладатель ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт», 2019.
3. РБ-166-20 «Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций», 2020.

# ОБРАЗОВАНИЕ И ВРЕМЕННАЯ ЭВОЛЮЦИЯ ХИМИЧЕСКИХ ФОРМ РАДИОУГЛЕРОДА НА АЭС С ВВЭР И PWR

Грачев В.А., Быстрова О.С., Сазонов А.Б.

*НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

*Введение*

При работе АЭС в соответствии с требованиями радиационной безопасности регламентируется уровень активности теплоносителя первого контура, а также устанавливаются допустимые значения активности в сбросных водах и газовых выбросах для различных радионуклидов, в том числе и для $^{14}C$. Основными источниками $^{14}C$ в активной зоне первого контура АЭС с ВВЭР и PWR являются реакции $^{17}O$ (n, α) $^{14}C$ и $^{14}N$ (n, p) $^{14}C$. Образующийся в ходе этих процессов «горячий» атом $^{14}C^*$ обладает высокой реакционной способностью. Торможение $^{14}C^*$ молекулами воды протекает в несколько этапов, заканчивающихся образованием радикалов-предшественников молекулярных форм углерода: $CH_4$, $CH_3OH$, $CH_2O$ или HCOOH. Соотношение между этими формами зависит от содержания продуктов радиолиза воды, обладающих окислительными ($O_2$, $H_2O_2$, OH) и восстановительными (H, $e^-_{aq}$) свойствами. Поэтому $^{14}C$-радикалы могут как восстанавливаться до $^{14}CH_4$, так и окисляться с образованием последовательно $CH_3OH$, $CH_2O$, HCOOH, $HCOO^-$, $CO_2$, $HCO_3^-$ и $CO_3^{2-}$, а также $^{14}CO$ и некоторых других продуктов. Схема превращений соединений радиоуглерода в теплоносителе первого контура представлена на рисунке 1. На данной схеме не указаны промежуточные радикальные частицы, а также частицы с более чем одним атомом углерода.

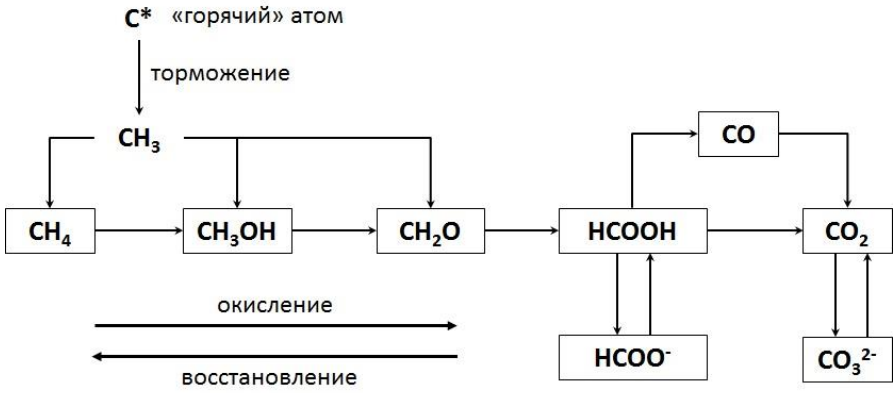



Рисунок 1 - Схема превращений частиц с одним атомом углерода

Согласно представлениям о химическом равновесии, последнее в данной схеме смещено в сторону окисленных форм углерода, т. е. в сторону HCOOH и $CO_2$. Это обуславливается радиационной химией водных растворов углеродсодержащих соединений. Эффективная скорость окисления $CH_4$ в $CO_2$ (то есть соотношение химических форм) зависит, в том числе, от текущего ВХР теплоносителя (количество окислительных продуктов радиолиза), а также от регламента работы оборудования систем поддержания ВХР. Имеется ввиду, что по мере образования в теплоносителе (преимущественно в форме $CH_4$ и $CO_2$) $^{14}C$ поступает в узлы оборудования первого контура и систем поддержания ВХР, в которых имеют место различные массообменные процессы, обеспечивающие то или иное распределение радиоуглерода.

Удаление $^{14}C$ из первого контура происходит, в основном, за счет сдува с деаэратора, выпарных установок и компенсатора давления в различные периоды работы энергоблока и за счет работы системы вентиляции в защитной оболочке при ППР. Согласно [1], с отверждаемыми ионообменными смолами может удаляться до 10% от общего количества $^{14}C$. Удаление с жидкими сбросами мало, т.к. в теплоносителе $^{14}C$ находится, главным образом, в летучих или ионных формах.

**Описание расчетной методики**

Скорость изменения концентрации *i*-го вещества, содержащего $^{14}C$, в теплоносителе первого контура, изменяется со временем согласно общему уравнению:

$$\frac{dC_i}{dt} = \left(\frac{dC_i}{dt}\right)_{\text{РХ}} - \frac{C_i}{V_1}\sum_n Q_n f_n(C_i), \qquad (1)$$

где $V_1$ – объем первого контура.

Первое слагаемое в уравнении – сумма скоростей всех процессов, связанных с радиационно-химическими превращениями (включая скорость образования $^{14}CH_3$, пропорциональную мощности поглощенной дозы). Второе слагаемое – сумма скоростей вывода с потоками $Q_n$, поступающими на фильтры системы очистки теплоносителя ($n$ = 1), в ДПП ($n$ = 2), в КД ($n$ = 3), уходящими из контура при водообмене ($n$ = 4) и с неорганизованной протечкой ($n$ = 5). Функции $f_n$ являются математическим описанием поведения углеродсодержащих частиц в системах поддержания ВХР в соответствии с допущениями (см. ниже), а также подходами, изложенными в [1 – 4].

Все рассматриваемые соединения углерода проявляют различные физико-химические свойства: летучесть, электролитическую диссоциацию, сорбцию и т.п. Для упрощения в модели принято, что распределение форм $^{14}C$ происходит согласно следующим допущениям:

– образование радиоуглерода в теплоносителе происходит сразу в форме $^{14}CH_3$;

– короткоживущие радикальные продукты не сорбируются и не переходят в пар;

– распределение молекулярных форм между жидкостью и паром происходит в соответствии с равновесными коэффициентами распределения при данной температуре. Данные коэффициенты определялись на основании констант Генри (для газов) или из диаграмм состояния «пар – жидкость» двухфазных систем (для паров) [5, 6];

– распределение диссоциирующих веществ (HCOOH, $CO_2$) между жидкостью и паром одинаково для их молекулярных и ионных форм;

– $CO_2$ и HCOOH сорбируются анионитами в форме гидрокарбонат- (карбонат-) и формиат-ионов соответственно. При этом количество сорбируемого вещества определяется суммарной концентрацией его молекулярной и ионной форм.

Последнее допущение базируется на том, что в условиях теплоносителя первого контура данные формы находятся в истинном равновесии друг с другом.

Радиационная химия соединений $^{14}C$ в активной зоне

Для определения радиационно-химической составляющей скорости превращений соединений $^{14}C$ используется следующая методика. Эволюция концентраций частиц на гомогенной стадии радиолиза описывается следующей системой обыкновенных дифференциальных уравнений первого порядка:

$$\left(\frac{dC_i}{dt}\right)_{\text{РХ}} = \frac{D'\rho G_{0i}}{100eN_a} - C_i\sum_{j=1}^{N}k_{ij}C_j + \sum_{j=1}^{N}\sum_{l=1}^{N}k_{jl}C_jC_l\delta_i(j,l), \qquad (2)$$

где $C_i$ – концентрация $i$-го компонента в жидкости, моль/л;

$D'$ – мощность дозы излучения в активной зоне, Гр/с;

$\rho$ – плотность теплоносителя, кг/л;

$G_{0i}$ – первичный, или трековый радиационно-химический выход образования (разложения) $i$-го компонента, молекул/100 эВ;

$k_{ij}$ – константа скорости бимолекулярной реакции между $i$-м и $j$-м компонентами, л/(моль·с);

$\delta_i(m,n)$ – множитель, равный 1, если в ходе реакции между $j$-м и $l$-м компонентами образуется $i$-й компонент, и 0 во всех остальных случаях.

Все элементарные реакции в модели радиолиза жидкой фазы записываются как бимолекулярные. Уравнения (2) записываются как для частиц, содержащих радиоуглерод, так и для продуктов радиолиза воды (включая промежуточные активные частицы) [7].

Мощность дозы реакторного излучения в активной зоне принималась равной сумме мощности дозы от быстрых нейтронов, γ-излучения и α-частиц. Методы определения каждой из составляющих изложены в [8 – 10]. Радиационно-химические выходы первичных продуктов радиолиза жидкой воды определяли с помощью данных в [11], принимая во внимание уравнение материального баланса и зависимость от температуры [12]. В качестве радиационно-химического выхода радикалов $^{14}CH_3$ принимали скорость генерации атомов $^{14}C$, отнесенную к мощности дозы излучения.

Набор из 34-х реакций продуктов радиолиза воды друг с другом, а также используемый в методике набор из 45-ти реакций для углеродсодержащих частиц друг с другом и продуктами радиолиза воды был взят из базы данных [13], которая содержит актуальные экспериментальные данные по кинетическим характеристикам. Пересчет значений констант скоростей при 25 °C на другую температуру проводился с использованием классического уравнения Аррениуса. Если значение энергии активации для какой-либо реакции отсутствовало в базе данных, оно принималось равным энергии активации самодиффузии воды: 12.6 кДж/моль. Данное допущение основано на том, что энергии активации большинства быстрых реакций в жидкой воде меньше или соизмеримы с энергией активации диффузии её молекул.

Решение жесткой нелинейной системы (2) осуществлялось методом формул дифференцирования назад (ФДН) [14].

**Результаты моделирования**

В качестве исходных данных для моделирования использовали проектные данные РУ с ВВЭР по конструкционным и технологическим характеристикам основного оборудования первого контура и систем поддержания ВХР (включая параметры борного регулирования и типовые регламенты работы).

Согласно результатам расчетов, общее количество сгенерированного $^{14}C$ за цикл работы на мощности (511 эфф. суток) составляет около 530 ГБк. Данная активность распределяется как между химическими формами $^{14}C$, так и между узлами первого контура. Основными носителями $^{14}C$, согласно расчетам, являются метан и углекислый газ.

На рисунке 2 представлены расчетные значения активности $^{14}C$ в теплоносителе, с распределением его по химическим формам за цикл работы на мощности для РУ с PWR, то есть когда сдувка ДПП при работе на мощности равна нулю.

На рисунке 3 представлены расчетные значения активности $^{14}C$ в теплоносителе, с распределением его по химическим формам за цикл работы на мощности для РУ с ВВЭР, то есть когда ДПП работает в «холодном» режиме, и сдувка не равно нулю.

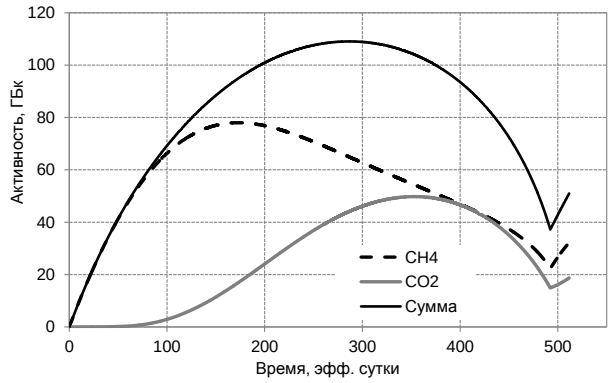



Рисунок 2 - Активность теплоносителя первого контура по $^{14}C$ с распределением по химическим формам для РУ с PWR

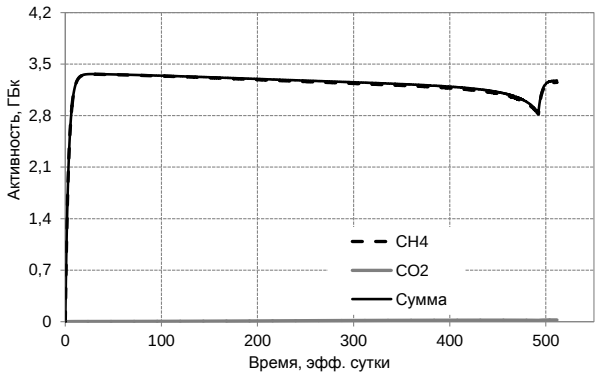



Рисунок 3 - Активность теплоносителя первого контура по $^{14}C$ с распределением по химическим формам для РУ с ВВЭР

Из полученных результатов (рис. 2) для условий нерабочего ДПП следует, что в начале цикла радиоуглерод присутствует в теплоносителе в основном в форме метана, который примерно после 1/3 цикла начинает окисляться до $CO_2$. Это приводит к повышению активности радиоуглерода в форме $CO_2$. Результаты, представленные на рис. 3 демонстрируют иное – весь цикл работы на мощности активность теплоносителя по радиоуглероду представлена метаном. Это объясняется тем, что при наличии сдувки $CH_4$ эффективно удаляется из теплоносителя и не успевает окислиться до хоть сколько-нибудь значимых количеств $CO_2$. За счет этого общий уровень активности радиоуглерода в теплоносителе снижается примерно в 25 раз.

В таблице 1 представлено распределение активности $^{14}C$ по химическим формам и между различными узлами первого контура за один цикл работы на мощности для РУ с

ВВЭР и для РУ с PWR. Расчетные результаты показывают, что при включенном в работу ДПП 90% от общего количества образовавшегося радиоуглерода удаляется в форме метана в период работы на мощности. Оставшиеся 10% распределяются между узлами первого контура. Если сдувка газовой фазы ДПП отсутствует, радиоуглерод распределяется между узлами первого контура и теплоносителем, при этом примерно 60% активности представлено в форме метана, а 40% – форме $CO_2$. Следует обратить внимание, что, согласно физико-химическим свойствам веществ и представлениям о работе оборудования, накопления $^{14}C$ в системах первого контура при переходе на новый цикл не происходит.

Как упоминалось выше, скорость окисления метана в $CO_2$ зависит от содержания окислительных продуктов радиолиза в теплоносителе. На реакторах ВВЭР и PWR используются корректирующие агенты, которые обеспечивают подавление образования окислительных продуктов радиолиза, что в свою очередь замедляет процесс окисления. На кипящих реакторах (BWR) подавления образования окислительных продуктов радиолиза не возможно добиться по соображениям водородобезопасности. Таким образом, общее количество окислительных продуктов в теплоносителе выше, что неизбежно приведет к повышенному содержанию $CO_2$. Для демонстрации этого эффекта проведены расчеты, результаты которых представлены в таблице 2.

Таблица 1 - Поступление $^{14}C$ в систему СГО от различных узлов первого контура РУ с ВВЭР – над чертой; с PWR – под чертой

| Узел первого контура | Активность, % | | | Период поступления активности в СГО |
|---|---|---|---|---|
| | В форме $CH_4$ | В форме $CO_2$ | Общая | |
| ДПП | **89,3** / – | **0,3** / – | **89,6** / – | При работе на мощности |
| Протечка | **1,1** / 18,3 | **< 0,01** / 8,7 | **1,1** / 27,1 | В процессе работы системы переработки трапных вод |
| Водообмен | **2,0** / 28,6 | **< 0,01** / 19,3 | **2,0** / 47,9 | В процессе работы системы переработки теплоносителя |
| КД | **4,5** / 6,4 | **0,6** / 1,6 | **5,1** / 8,0 | При расхолаживании |
| Теплоноситель (на момент окончания работы на мощности) | **0,6** / 6,1 | **< 0,01** / 3,5 | **0,6** / 9,6 | При расхолаживании через ДПП, а также при испарении с зеркала БВ и БП в период ППР |
| Система очистки теплоносителя | – / – | **1,6** / 7,4 | **1,6** / 7,4 | Не поступает (уходит в отверждаемые отходы) |
| Всего: | **97,5** / 59,4 | **2,5** / 40,6 | 100,0 | Работа на мощности + ППР |

Таблица 2 - Содержание $^{14}C$ в форме метана в выбросах различных типов РУ АЭС Европы [1, 15 – 18]

| Критерий сравнения | Тип реактора | | |
|---|---|---|---|
| | BWR (18 блоков) | PWR (89 блоков) | ВВЭР (19 блоков) |
| Сдув с ДПП при работе на мощности | ДПП отсутствует | Нет | Да |
| Подавление образования окислительных продуктов радиолиза | Нет | Да | Да |
| Доля $CH_4$ в годовом выбросе АЭС, % | от 0 до 5 | от 57 до 93 | более 90 |
| Доля $CH_4$ в годовом выбросе (расчет),% | 5 | 60 | 98 |

Результаты расчетов показывают, что окислительные условия приводят практически к полному отсутствию метана в теплоносителе и других узлах РУ – более 95% активности представлено в форме $CO_2$. Результаты расчетов для каждого из типов реакторов хорошо согласуются с данными АЭС по выбросам $^{14}C$ в различных химических формах [1, 15 – 18].

*Выводы*

Для описания временной эволюции радиоуглерода авторами была разработана расчетная методика, описывающая поведение различных химических форм 14С в теплоносителе первого контура, и моделирует процесс их удаления при работе систем поддержания ВХР. Распределение 14С между различными химическими формами определяется текущим водно-химическим режимом теплоносителя и историей операций по его поддержанию. Тестирование расчетной методики проводилось с использованием данных различных АЭС по выбросам 14С в различных химических формах [1, 15 – 18], согласно которым содержание 14СН4 в выбросах PWR в среднем составляет 70%, ВВЭР – более 90% от общего выброса радиоуглерода. Достигнуто качественное, а для большей части представленных результатов и количественное согласие с литературными данными. Для РУ с BWR содержание метана в среднем не превышает 5%, что также подтверждается результатами расчетов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Magnusson A. $^{14}C$ Produced by Nuclear Power Reactors – Generation and Characterization of Gaseous, Liquid and Solid Waste. Doctoral thesis. – Lund University, 2007.

2. C.W. Pollock, R. Wash. Recovery of Boric Acid from Ion Exchangers. – United States Patent B 3983220 from 28.09.1976.

3. Ion Exchange Resins Selectivity. Tech Fact. Form No. 45-D01458-en, Rev. 2. – Dupont, 2019.

4. П. Коэн. Технология воды энергетических реакторов. Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1973. – 328 с.

5. Guideline on the Henry's Constant and Vapor-Liquid Distribution Constant for Gases in $H_2O$ and $D_2O$ at High Temperatures. – The International Association for the Properties of Water and Steam. Kyoto, Japan, 2004.

6. В.Б. Коган, В.М. Фридман, В.В. Кафаров. Равновесие между жидкостью и паром. Справочное пособие. Книга первая. – М.: Наука, 1966. – 645 с.

7. В.М. Бяков, Ф.Г. Ничипоров. Радиолиз воды в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 176 с.

8. Ю.А. Егоров. Основы радиационной безопасности атомных электростанций. – М.: Энергоиздат, 1982. – 272 с.

9. А.В. Гордеев, Б.Г. Ершов. Расчет выходов продуктов радиолиза воды под действием быстрых нейтронов активной зоны ВВЭР. – Атомная энергия, 1992, т. 73, вып. 4, с. 322 – 325.

10. А.В. Гордеев, Б.Г. Ершов. Расчет выходов молекулярных и радикальных продуктов в водном теплоносителе в условиях реакторного облучения. – Атомная энергия, 1992, т. 73, вып. 4, с. 325 – 328.

11. С.А. Кабакчи Математическое моделирование радиационного воздействия на водные теплоносители ядерных энергетических установок. Учебное пособие. М.: НИЦ «Курчатовский институт», 2018. – 111 с.

12. A.J. Elliot., M.P. Chenier, D.C. Ouellette. Temperature Dependence of $g$ Values for $H_2O$ and $D_2O$ irradiated with Low Linear Energy Transfer Radiation. – J. Chem. Soc., Faraday Trans., 1993, v. 89, № 8, p. 1193-1197.

13. http://kinetics.nist.gov/solution.

14. В.Б. Андреев. Численные методы. Учебное пособие. – М.: МАКС Пресс, 2013. – 336 с.

15. Schwibach J., Riedel H., Bretschneider J. Investigation into the Emission of Carbon-14 Compounds from Nuclear Facilities, its Measurement and the Radiation Exposure Resulting from the Emission. – Luxemburg, 1978.
16. Hertelendi E., Uchrin G., Ormai P. $^{14}C$ Release in Various Chemical Forms with Gaseous Effluents from the Paks Nuclear Power Plant. – Radiocarbon. – 1989. – V. 31 (3). – P. 754-761.
17. Veres M., *et al*. Concentration of Radiocarbon and Its Chemical Forms in Gaseous Effluents, Environmental Air, Nuclear Waste and Primary Water of a Pressurized Water Reactor Power Plant in Hungary // Radiocarbon. – 1995. – V. 37 (2). – P. 497-504.
18. Zazzeri G., Acuña Yeomans E., Graven H. Global and Regional Emissions of Radiocarbon from Nuclear Power Plants from 1972 to 2016 // Radiocarbon. – 2018. – V. 60 (4). – P. 1067-1081.

# ВКЛАД ТОПЛИВА ВВЭР В НАКОПЛЕНИЕ H-3 В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ ПЕРВОГО КОНТУРА

В.А. Грачев, О.С. Быстрова, А.Б. Сазонов

*НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва*

*Введение*

При обосновании радиационной безопасности АЭС на протяжении последних десятилетий радиоактивному изотопу водорода тритию ($^3$H, или T) уделяется особое внимание. Как показывает практика, содержание трития в жидких сбросах при нормальной работе АЭС намного превосходит по абсолютному значению содержание всех остальных радионуклидов, а в газообразных выбросах в окружающую среду количество трития уступает только количеству радиоактивных благородных газов (РБГ) [1]. Однако в отличие от химически инертных РБГ, тритий встраивается в структуру биологической ткани, вызывая при распаде мутагенные нарушения: как за счет β-излучения со средней энергией 5,8 кэВ, так и за счет разрыва химических связей, вызванного заменой изотопа водорода нейтральным гелием, образовавшимся в результате распада трития (трансмутационный эффект). Тритий обладает большим периодом полураспада (12,3 лет) и вследствие этого является глобальным загрязнителем природных комплексов.

В выбросах и сбросах АЭС тритий содержится, главным образом, в форме воды, т.е. молекул HTO. По своим свойствам молекула HTO практически не отличается от молекул обычной воды, поэтому ее выделение из $H_2O$ не может быть проведено подходящими для остальных радионуклидов методами (например, ионообменной очисткой).

Основной вклад в образование трития в активной зоне реакторов с легкой водой под давлением (ВВЭР или PWR) вносят процессы тройного деления ядер урана и плутония (более 95%), а также реакции нейтронов с бором и дейтерием, $^{10}$B(n, 2α)$^3$H и $^2$H(n, γ)$^3$H, идущие в теплоносителе первого контура. В кипящих реакторах (РБМК, BWR), где борное регулирование отсутствует, вклад реакции с бором равен нулю. В реакторах с тяжелой водой основным каналом образования $^3$H является реакция с дейтерием [2].

При работе реактора на мощности большая часть трития, образовавшегося при делении топлива, удерживается твэлами. Процент этого удержания до настоящего

времени остается предметом споров. В документах по обоснованию безопасности рекомендуется считать величину выхода трития из бездефектных, неповрежденных твэлов в теплоноситель равной 0,1% [3]. Тем не менее, известно, что факторами, влияющими на выход $^{3}$H из топлива, являются вид ядерного топлива, глубина выгорания, линейная тепловая мощность твэлов и проницаемость материала их оболочек [4].

В связи с увеличением мощности ВВЭР-1000, продолжительности топливных циклов, ввиду перспектив использования MOX- и REMIX-топлива, а также оболочек из материалов иных, нежели традиционные циркониевые сплавы, значение выхода $^{3}$H из топлива требует пересмотра для каждого случая в отдельности. Настоящая работа посвящена созданию модели для более надежной оценки этого выхода. Если для ВВЭР с борным регулированием и топливом с оболочками из циркониевых сплавов такое уточнение не меняет общей картины, так как сбросы и выбросы $^{3}$H в окружающую среду определяются его многократно большим образованием из $^{10}$B, нежели выходом из топлива в теплоноситель. Однако для разработок, где борное регулирование не предусмотрено и (или) предполагается замена циркониевых сплавов другими материалами (толерантное топливо), вклад топлива в сбросы и выбросы $^{3}$H может стать основным и поэтому должен оцениваться с большей точностью.

*Описание модели*

Модель выхода трития из топлива в теплоноситель рассматривает его стадийный перенос по следующей схеме: «топливная матрица – газовый зазор – оболочка – теплоноситель». На начальном этапе моделирования рассматривается единичная топливная таблетка. Скорость образования трития в результате тройного деления ядер топлива принимается постоянной в пространстве топливной таблетки и определяется номинальной тепловой мощностью реактора $W$ и локальным значением глубины выгорания.

Скорость образования трития в единице объема таблетки может быть записана как:

$$\alpha_{\mathrm{V}} = \frac{W y_{\mathrm{T}} \rho_{\mathrm{UO2}}}{Q_f m_{\mathrm{UO2}}}, \qquad (1)$$

где $y_{\mathrm{T}}$ – выход образования $^{3}$H при тройном делении;

$Q_f$ – энергия деления делящегося ядра, преобразуемая в тепловую;

$\rho_{UO2}$ и $m_{UO2}$ – плотность и масса топлива в реакторе соответственно.

Значения $y_T$ и $Q_f$, будучи усреднены по составу топлива, зависят как от начального содержания делящихся ядер, так и от глубины выгорания.

Распределение трития в объеме таблетки отработанного ядерного топлива изучалось экспериментально в работе [5]. Вид этого распределения показан на рис. 1. Можно видеть, что, в отличие от йода или цезия, распределение трития по радиусу таблетки неоднородно. Это свидетельствует о том, что в процессе облучения топлива в активной зоне имеет место выраженная миграция трития от центра таблетки к периферии, т.е. из наиболее горячей области в наиболее холодную.

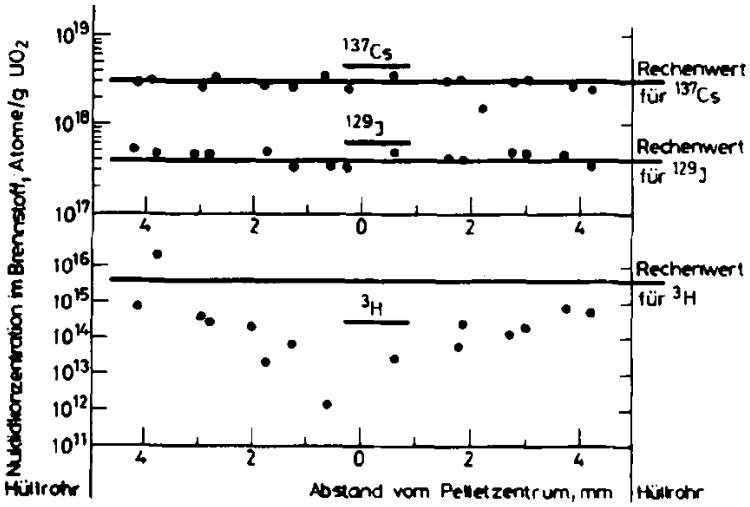



Рисунок 1 - Радиальное распределение $^3H$, $^{129}I$ и $^{137}Cs$ в облученной таблетке $UO_2$ [5]

Подобный характер распределения дает основание полагать, что термализация ядер $^3H$ в матрице $UO_2$, содержащей продукты деления, приводит к образованию химического соединения сложного состава, в котором атомы трития связаны с атомами кислорода в гидроксильные группы. В ходе топливной кампании реактора под действием высокой температуры происходит разложение этого соединения и диффузия трития по структурным неоднородностям матрицы (дислокациям, границам зерен и т.п.) вплоть до попадания в газовый зазор. При этом в центральной области с более высокой температурой разложение соединения $^3H$ с матрицей происходит намного быстрее и полнее, чем в более холодных периферийных областях.

В силу вышесказанного процесс переноса $^3H$ из твердой фазы в газовую может быть представлен необратимой химической реакцией разложения с аррениусовской кинетикой. Константа скорости этой реакции:

$$\beta(T) = K_{\mathrm{T}} \exp\left(-\frac{E_a}{RT}\right) \tag{2}$$

определяет поток атомов $^3$H в газовый зазор, где распределение трития становится уже однородным. Значения предэкспоненциального множителя $K_{\mathrm{T}}$ и энергии активации $E_a$ в уравнении Аррениуса (2) определяются из данных работы [5]. Если обозначить локальную концентрацию атомов $^3$H в $k$-м цилиндрическом слое таблетки как $N_k$, то ее изменение во времени будет описываться уравнением:

$$\frac{dN_k}{dt} = \alpha_{\mathrm{V}} - \left[\beta(T_k) + \lambda_{\mathrm{T}}\right] N_k \ , \tag{3}$$

где $\lambda_{\mathrm{T}}$ – постоянная распада трития.

Решая это уравнение с начальным условием $N_k(0) = 0$, можно найти, что в условиях эксперимента [5] при заданном профиле температуры [6]:

$$T_k(r_k) = T_b + (T_0 - T_b)\left[1 - \left(\frac{r_k - r_0}{R_b}\right)^2\right], \tag{4}$$

где $r_k$ – радиус цилиндрического слоя,

$R_b$ – внешний диаметр таблетки, индексы 0 и $b$ означают внутреннюю и внешнюю цилиндрическую поверхности таблетки соответственно.

Данные эксперимента лучше всего описываются моделью при $K_{\mathrm{T}} = 2 \cdot 10^7$ с$^{-1}$ и $E_a$ = 274 кДж/моль.

Перенос $^3$H через оболочку твэла в теплоноситель первого контура может быть описан классической моделью одномерной диффузии атомов в твердом теле. Концентрация $C(x, t)$ атомов в материале оболочки удовлетворяет уравнению второго закона Фика:

$$\frac{\partial C(x,t)}{\partial t} = D\frac{\partial^2 C(x,t)}{\partial x^2}, \tag{5}$$

где коэффициент диффузии $D$ принимается постоянным, а граничные условия при $x = 0$ и $x = L$ ($L$ – толщина оболочки твэла) берутся в форме первого закона Фика:

$$J(x,t) = -D\frac{\partial C(x,t)}{\partial x} \ . \tag{6}$$

Поток атомов $^3$H на внутренней поверхности оболочки твэла определяется скоростью появления трития в газовом зазоре:

$$J(0,t) = \frac{V}{S}\sum_k \beta(T_k)N_k \ , \tag{7}$$

где $V$ – суммарный объем топливных таблеток в твэле;

$S$ – площадь внутренней поверхности оболочки твэла.

Суммирование в правой части ведется по всем слоям всех таблеток в твэле.

Поток 3H на внешней поверхности оболочки определяется скоростью десорбции трития в теплоноситель. Последняя величина рассчитывается в предположении о том, что оксидная пленка в данном случае не оказывает заметного сопротивления массопереносу. Действительно, как показывают исследования химического состава оболочек твэлов, взаимодействие циркония с водой в условиях активной зоны приводит к тому, что большая часть водорода, образующегося в результате брутто-реакции Zr + 2H2O → ZrO2 + 2H2 , уходит в теплоноситель, и только в среднем около 10% его растворяется в цирконии [7]. Таким образом, даже при образовании оксидной пленки на поверхности твэла имеет место перенос атомов водорода и его изотопов с поверхности в теплоноситель. Тогда поток атомов 3H, уходящих в теплоноситель, будет равен:

$$J(L,t) = C(L,t)\nu a \exp\left(-\frac{\Delta E}{RT}\right), \tag{8}$$

где $\nu$ – частота колебаний атома $^3$H в металле вблизи границы раздела «металл – оксид»;

$a$ – длина диффузионного «прыжка», приводящего к переходу через эту границу;

$\Delta E$ – энергия активации перехода.

Как показывают исследования состояния водорода в металлах [8], произведение $\nu a$ мало меняется при переходе от одного металла к другому, составляя в среднем ~$4 \cdot 10^3$ м/с. Величину $\Delta E$ можно представить как:

$$\Delta E = Q_C + B, \tag{9}$$

где $Q_C$ – теплота сорбции атома водорода в приповерхностном слое металла, из которого изготовлена оболочка, а $B$ – дополнительная высота энергетического барьера, появление которой связано с присутствием атомов кислорода, препятствующих «свободному» выходу $^3$H на поверхность. Согласно квантовохимическим расчетам, выполненным авторами [9] методом теории функционала плотности, значение $\Delta E$ для окисленной поверхности Zr достигает ~1,9 эВ в расчете на атом $^3$H (рис. 2).

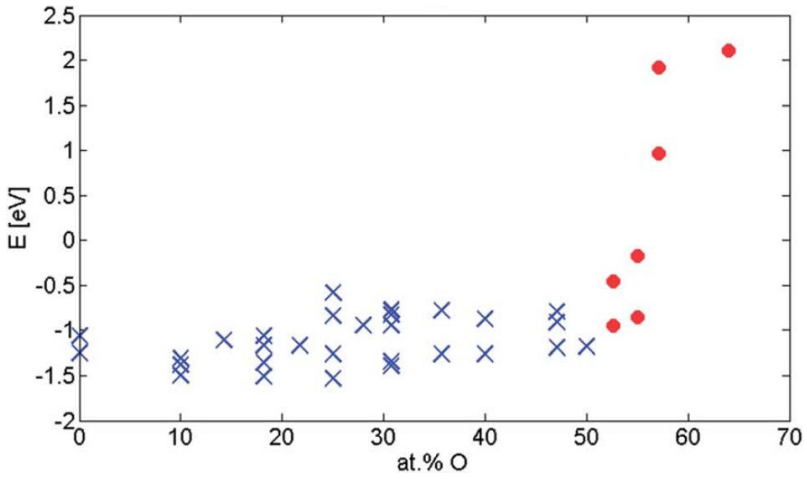



Рисунок 2 - Энергия $H_2$ в Zr в зависимости от содержания растворенного кислорода [9]

Уравнение (5) с граничными условиями (7) и (8) при начальном условии $C(x, 0) = 0$ решали численно, используя рекурсивную пятиточечную разностную схему. Температурные зависимости коэффициента диффузии водорода в циркониевых сплавах были взяты из литературы [10]. Расчеты были проведены для реакторов BWR и ВВЭР. Использованные характеристики топлива и температурных полей приведены в табл. 1.

Таблица 1 - Характеристики топлива и температурных полей (средние значения)

| Реактор | Оболочка твэла | | | Топливная таблетка ($UO_2$) | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | Материал | Толщина, мм | $T$, К | Внешний диаметр, мм | Диаметр отверстия, мм | $T_0$, К | $T_b$, К |
| BWR | Zircaloy | 0,71 | 593 | 9,55 | 0 | 1160 | 700 |
| ВВЭР | Э-110 | 0,69 | 613 | 7,57 | 2,2 | 1300 | 780 |

*Результаты и выводы*

Полученное расчетное значение выхода $^3$H из топлива BWR под оболочку твэлов в результате 12 месяцев работы на мощности составило 37,3%, а в теплоноситель – около 0.2%. Последнее значение в пересчете на абсолютную активность, приведенное к 1 ГВт тепловой мощности, составляет 11,6 Ки. Данная активность довольно хорошо согласуется с имеющейся информацией по сумме сбросов и выбросов $^3$H на АЭС с BWR [11, 12] (рис. 3).

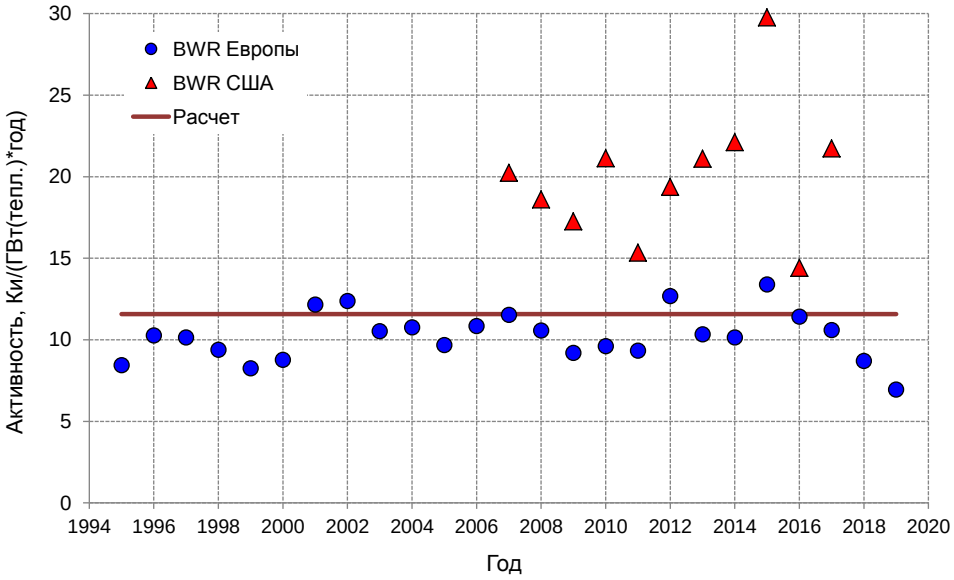



Рисунок 3 - Среднегодовая активность $^3$H в выбросах и сбросах АЭС с BWR

Результаты аналогичных расчетов для ВВЭР-1000 представлены в табл. 2. Для «стандартного» варианта топлива с оболочками из сплава Э-110 величины выхода $^3$H в газовый зазор и в теплоноситель увеличиваются примерно в 2 раза, по сравнению с BWR, за счет более высокой температуры твэлов: как сердечника, так и оболочки.

Таблица 2 - Выход трития из топлива под оболочку твэла и в теплоноситель ВВЭР-1000 (340 эфф. сут.)

| Материал оболочки твэла | Выход из топливных таблеток под оболочку | | Выход в теплоноситель | |
|---|---|---|---|---|
| | % | Ки | % | Ки |
| Э-110 | 65,1 | $1{,}075 \cdot 10^4$ | 0,42 | 69,8 |
| 42ХНМ | | | 65,1 | $1{,}075 \cdot 10^4$ |

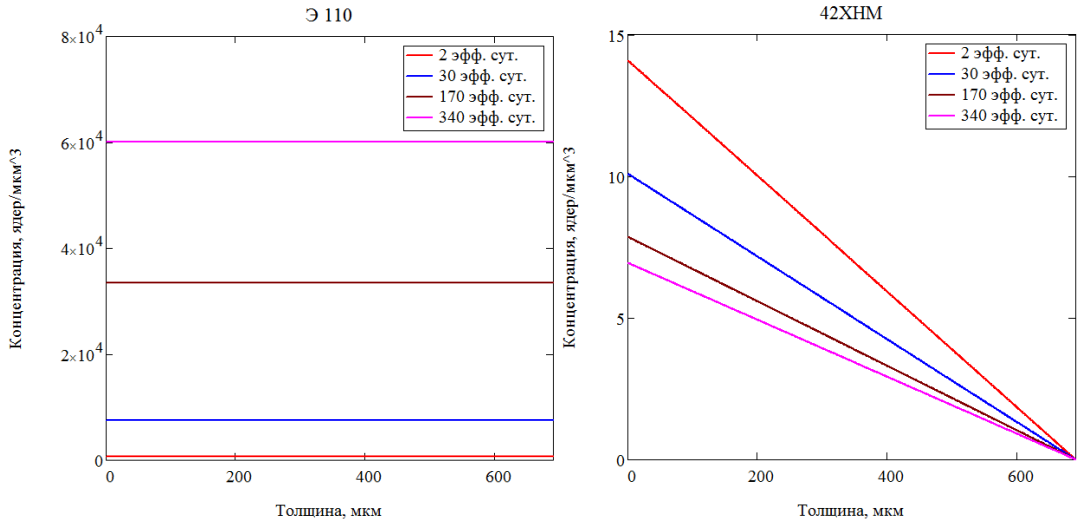



Рисунок 4 - Расчетные профили концентрации $^3$H в оболочке твэлов из сплавов Э-110 и 42ХНМ

Результаты расчета в случае оболочек из хромоникелевого сплава 42ХНМ, рассматриваемого в качестве альтернативного, демонстрируют прозрачность последнего для трития в условиях активной зоны. Следует отметить, что основной причиной низкой проницаемости циркониевых сплавов является экзотермическое растворение водорода в цирконии и связанная с этим высокая энергия активации $\Delta E$ в уравнении (8). Эндотермическое растворение в хроме, никеле и их сплавах приводит к тому, что величина $Q_C$ в (9) становится отрицательной, тогда как слагаемое $B$, характеризующее теплоту растворения атомов водорода в оксиде металла, остается примерно постоянной. В этом случае накопления $^3$H в материале оболочки наблюдаться не будет.

Так как процесс переноса $^3$H не лимитирован диффузией ни в первом, ни во втором случае, профиль концентрации трития по толщине оболочки на протяжении большей части топливного цикла будет иметь линейный характер (рис. 4). Однако различия при этом существенны: Э-110 аккумулирует $^3$H по мере выхода из топливных таблеток, а 42ХНМ «мгновенно» передает его теплоносителю.

Таким образом, циркониевые сплавы служат уникальным аккумулятором трития, препятствующим загрязнению им теплоносителя и далее окружающей среды. Однако даже при их использовании ожидаемое значение выхода $^3$H через оболочку неповрежденных твэлов ВВЭР оказывается в 4 раза выше, чем принятое в большинстве проектов 0,1%.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда. Под ред. акад. А.П. Александрова. 2-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 312 с.

2. H. Bonka. Production and emission of tritium from nuclear facilities, and the resulting problems. – Behavior of Tritium in the Environment. Processing of the International symposium, San Francisco, 16-20 October, 1978. – IAEA, Vienna, 1979. – P. 105-123.

3. Ю.А. Егоров. Основы радиационной безопасности атомных электростанций. – Энергоиздат, 1982. – 272 с.

4. K.H. Neeb. The Radiochemistry of Nuclear Power Plants with Light Water Reactors. – Berlin - New York.: Walter de Gruyter, 1997. – 725 p.

5. K.H. Neeb, et al. Radiochemische Untersuchungen zur Verteilung von $^{129}J$ und 3H in bestrahltem Kernbrennstoff aus Leistungsreaktoren. – Journal of Radioanalytical Chemistry, Vol. 32 (1976) 523-531.

6. И.Н. Нигматулин, Б.И. Нигматулин. Ядерные энергетические установки. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 168 с.

7. И.А. Петельгузов. Работоспособность тепловыделяющих элементов энергетических атомных реакторов типа ВВЭР, PWR и BWR: Обзор. – Харьков: ННЦ ХФТИ, 1999. – 86 с.

8. Взаимодействие водорода с металлами / В.Н Агеев, И.Н. Бекман, О.П. Бурмистрова и др. – М., Наука, 1987.

9. M. Lindgren, I. Panas. On the Fate of Hydrogen during Zirconium Oxidation by Water: Effect of Oxygen Dissolution in α-Zr. – RSC Adv., 2014, 4, 11050.

10. J.J. Kearns. Diffusion Coefficient of Hydrogen in Alpha Zirconium, Zircaloy-2 and Zircaloy-4. – J. Nucl. Mater. 43 (1972) 330–338.

11. Radioactive Effluents from Nuclear Power Plants. Annual Reports of the U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007-2017 years.

12. https://europa.eu/radd/query.dox.

ПРИ ПОДДЕРЖКЕ:

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Российская Академия Наук

РОСАТОМ

ИБРАЭ

ИНФОРМАЦИОННЫЕ ПАРТНЕРЫ:

ТАСС ИНФОРМАЦИОННОЕ АГЕНТСТВО РОССИИ

АРКТИКА ЭКОЛОГИЯ И ЭКОНОМИКА НАУЧНЫЙ И ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

ПРОИЗВОДСТВЕННОЕ ОБЪЕДИНЕНИЕ МАЯК

ЖУРНАЛ «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»

АТОМНАЯ ЭНЕРГИЯ 2.0

НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ РАДИАЦИОННАЯ ГИГИЕНА

ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Аппаратура и новости радиационных измерений АНРИ

## СЕКЦИИ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ»

**СЕКЦИЯ № 1 «РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ»**

**СЕКЦИЯ № 2 «РАСЧЕТНЫЕ КОДЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»**

**СЕКЦИЯ № 3 «БЕЗОПАСНОСТЬ НА ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЯХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА»**

**СЕКЦИЯ № 4 «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ»**

http://фцп-ярб2030.рф/conf2020/

Организационный комитет: тел.: 8 (495) 955-23-42, email: conf2020@ibrae.ac.ru

75 лет Атомной отрасли

XI Российская научная конференция
Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях

# МАТЕРИАЛЫ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ

# РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

Москва. 26—29 октября 2021 года

*Материалы секции № 3*
*«Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла»*

# СОДЕРЖАНИЕ

*Дерябин С.А.* Современные подходы к планированию работ по ВЭ в рамках ФЦП ЯРБ-2 ..... 7

*Питиримов Е.С.* Создание пунктов консервации особых РАО на объектах Б-1, Б-2 и подготовка к ВЭ производства ОСУБ РХЗ АО «СХК» ..... 16

*Куликов К.Н., В.Я. Березин, С.В. Лодочников, Г.В. Фофанов, С.Н. Калинин, В.В. Бармин* Вывод из эксплуатации и реабилитация радиационно опасных объектов на территории АО «ДВЗ «ЗВЕЗДА» ..... 28

*Куликов К.Н., Р.А. Низамутдинов, С.В. Лодочников, А.П. Ермаков, Е.Е. Цветков, В.Г. Кузнецова* Вывод из эксплуатации атомных ледоколов, судов атомного технологического обслуживания в Арктическом регионе ..... 36

*Кузнецов А.Ю., Анциферова Е.Ю., Белоусов С.В., Хлебников С.В., Бочаров К.Г.* Мониторинг радиационной обстановки при выводе из экспулатации исследовательского корпуса «Б» АО «ВНИИНМ» ..... 45

*Ильющенко Г. Э.* Системный подход к организации работ по повышению радиационной безопасности на объектах РАН ..... 62

*Дунилин А.В.* Опыт работ по ВЭ ЯРОО в АО «ВНИИНМ» ..... 71

*Иванов А.Ю., Е.О. Кузнецова* Системное планирование работ по ликвидации ядерного наследия ..... 82

*Афанасьев И.А., Д.А. Савин, В.И. Терешкин, А.Е. Щадилов* Планирование вывода из эксплуатации на ранних стадиях жизненного цикла объекта использования атомной энергии ..... 92

*Абалкина И.Л.* Концептуальная модель площадки как инструмент планирования работ в области реабилитации ..... 100

*Ильясов Д.Ф.* Оценка стоимости вывода из эксплуатации ЯРОО в условиях неопределенности исходных данных ..... 107

*Енговатов И.А.* Радиационная защита реакторов ВВЭР как источниг РАО на стадии вывода из эксплуатации ..... 118

*Савельева Е.А., А.А. Самойлов* Учет неопределенностей при планировании КИРО и интерпритация его результатов ..... 127

*Линге Ин.И.* Цифровые модели объектов вывода из эксплуатации: практический опыт и перспективные возможности ..... 137

*Бирюков Д.В.* Обзор деятельности международных рабочих групп по проблемам завершающих стадий жизненного цикла ..... 148

*Литвиненко О.Ю., П.А. Стряпушкин, А.Е. Щадилов* Эксплуатационная конфигурация блока ас как основа оптимизации процесса его подготовки к выводу из эксплуатации ..... 157

*Михейкин С.В.* Результаты НИОКР в поддержку безопасного выполнения работ по выводу из эксплуатации ..... 163

*Маджидов А.И., В.В. Дмитренко, С.Е. Улин, К.Ф. Власик, В.М. Грачев, Р.Р. Егоров, К.В. Кривова, З.М. Утешев, И.В. Чернышева, А.Е. Шустов* Автоматизированный и роботизированный гамма-спектрометрический комплекс для обследования ядерно-физических установок при выводе их из эксплуатации ..... 176

*Дорофеев А.Н.* Основные задачи научного обеспечения ЕГС РАО ..... 183

*Красильников В.Я.* Результаты производственной деятельности национального оператора по захоронению РАО и развитию ЕГС РАО ..... 193

*Понизов А.В.* Комплексный подход к обоснованию безопасности закрытия пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов ..... 211

*Слюнчев О.М., П.В. Козлов, М.Б. Ремизов, С.А. Лукин, Е.Н. Зубриловский* Варианты переработки накопленных ВАО. Проблемы и перспективы ..... 219

*Сускин В.В., Ф.В. Григорьев, И.В. Капырин* Оценка эффективности решений по устройству инженерных барьеров безопасности пунктов консервации и захоронения РАО на основе численного можелирования ..... 227

*Александрова Т.А., С.В. Стрижова, Л.О. Ищенко* Анализ правоприменительной практики в области обращения с РАО в разрезе эффективности практических решений на различных стадиях жизненного цикла ОИАЭ ..... 230

*Шайдуллин С.М.* Определение химической устойчивости новых боросиликатных стекол, разрабатываемых для эвакуируемого плавителя остекловывания ВАО ..... 239

*Панова Е.Н, Ю.Г. Перменев, П.А. Блынский, Е.А. Петрова, А.Ж. Балтабаев, Е.О. Тлеукенов* Дезактивация грунта, загрязненного проливами технологических растворов на урановых месторождениях подземного скважинного выщелачивания урана Южного Казахстана ..... 245

*Панова Е.Н., Ю.Г. Перменев, П.А. Блынский, С.К. Кайрамбаев, М.М. Искаков* Подбор условий дезактивации твердых низкорадиоактивных отходов предприятий подземного скважинного выщелачивания урана АО «НАК «КАЗАТОМПРОМ» ..... 252

*Максимец В.А., Р.В. Максимец* Результаты полупромышленных испытаний малореагентной механохимической технологии Дезактивации металлических радиоактивных отходов до уровня вывода из-под радиационного надзора с использованием супрамолекулярных соединений ..... 261

*Свительман В.С., Е.А. Савельева* Обращение с неопределенностями в задачах обоснования долговременной радиационной и экологической безопасности ..... 265

*Чухлебов А.Н., Куваев А.А., Анисимов Н.А., Коннов Д.В., Калужских В.В.* Постановка и интерпретация опытно-миграционных работ с целью определения геомиграционных параметров для оценки гидрогеологической безопасности проектируемого пункта захоронения радиоактивных отходов ..... 274

*Петраш А.Б., Е.В. Кононченко* Оценка воздействия приповерхностных пунктов хранения особых РАО на подземные воды методами численного моделирования на примере каскада техногенных водоемов-накопителей ПАО «ППГХО» ..... 276

*Александрова Т.А., П.А. Блохин, Р.А. Бутов, Н.И. Дробышевский, А.А. Самойлов* Расчет теплового состояния пункта хранения РАО при различных компоновках систем инжереных барьеров безопасности ..... 278

*Абрамов А.В., А.П. Бекетов, Г.Н. Рыкованов, А.Н. Хрулев, А.О. Чернявский* Аналитическое и численное моделирование теплового и напряженного состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов ..... 289

*Абрамов А.В., Бекетов А.П., Рыкованов Г.Н., Тулаева Н.Н., Хрулев А.Н., Чернявский А.О.* Оценка влияния деуствующих факторов на тепловое и напряженное состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов ..... 297

*Малахова А.Н.* Прогнозирование поступления техногенных радионуклидов в окружающую среду из остеклованных матриц ВАО подземных хранилищ скважинного типа ..... 305

*Богатов С.А., Крючков Д.В.* Упрощенная модель переноса радионуклидов в трещиноватых кристаллических породах для предварительных оценок безопасности захоронения РАО класса 1 на участке Енисейский ..... 314

*Григорьев Ф.В., Богатов С.А.* Численное моделирование в задачах переноса радиоактивных веществ в трещиновато-пористых средах ..... 322

*Неуважаев Г.Д., Расторгуев А.В.* Трехмерное гидрогеологическое моделирование для площадки размещения ПИЛ: текущее состояние, проблемы, перспективы ..... 329

*Болдырев К.А.* Комплексное моделирование коррозии стальных материалов контейнеров, методы комплексного учета процессов эволиции барьеров безопасности при оценке безопасности ..... 336

*Семенкова А.С., И.Р. Тонян, А.Ю. Романчук, С.Н. Калмыков* Сорбция CS на бентонитовых глинах и примесных минералах ..... 345

*Абрамова Е.С., А.В. Сафонов, Н.А. Гладких, В.В. Душик* Экспериментальная оценка сикробной коррозии стали марки СТ3 ..... 353

*Жемжуров М.Л.* Техническая концепция пункта захоронения очень низкоактивных, низкоактивных и короткоживущих среднеактивных радиоактивных отходов Белорусской АЭС ..... 362

*Вершинин В.М., Лемус А.В., Иванов О.П., Павленко В.И., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д.* Заключительное радиационное обследование помещений реактора МР на соответствие конечному состоянию проекта вывода из эксплдуатации ..... 364

*Нагула П.К.* Электро-плазменная обработка металлов, как способ дезактивации съемного обородувания АЭС. Технологический регламент ..... 372

*Крысин Д.И.* Развитие цифровых технологий, применяемых, при выводе из эксплуатации ядерно- и радиационно-опасных объектов на предприятиях топливной компании АО «ТВЭЛ» ..... 380

*Калмыков С.Н., О.А. Ильина, А.С. Семенкова, В.А. Лёхов, В.В.Крупская, А.Ю. Романчук* Научные основы определения миграционных свойств бврьерных глинистых материалов ..... 382

# *Секция № 3*

# *«Безопасность на завершающих стадиях жизненного цикла»*

*Руководитель: Уткин Сергей Сергеевич*

*Заседание № 1: Опыт реализации практических работ по ВЭ и реабилитации*

*Заседание № 2: Повышение эффективности планирования и управления работами по ВЭ*

*Заседание № 3: Оптимизация обращения с РАО в разрезе инструментального, методического и экспериментального обеспечения практической деятельности*

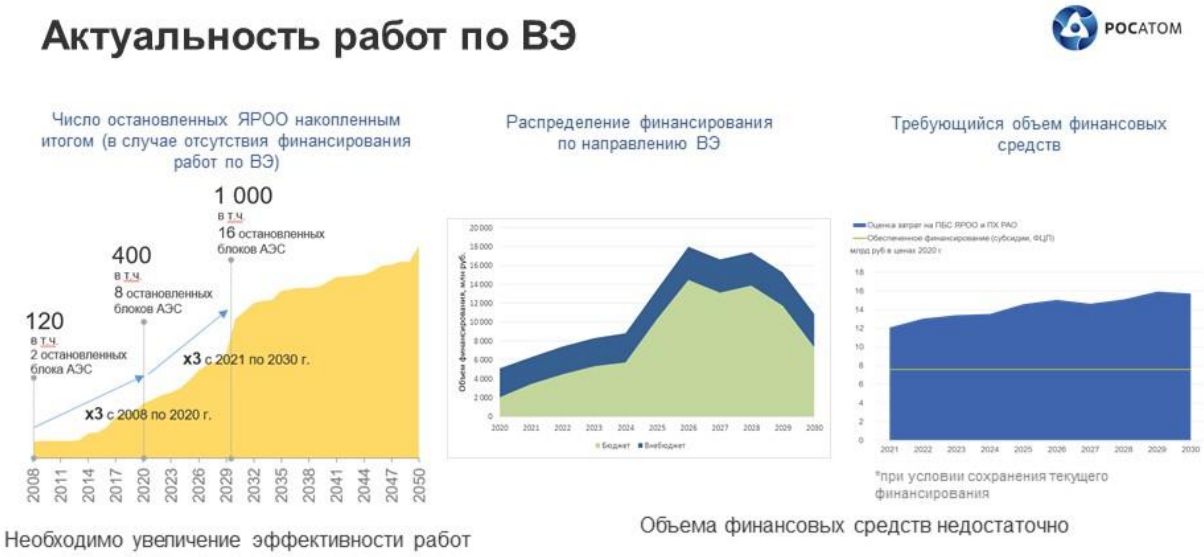
*Заседание № 4: Вопросы расчетно-теоретического обоснования безопасности*

*Краткий обзор поступивших докладов*

# СОВРЕМЕННЫЕ ПОДХОДЫ К ПЛАНИРОВАНИЮ РАБОТ ПО ВЭ В РАМКАХ ФЦП ЯРБ-2

*С.А. Дерябин*

*ГК «Росатом», г. Москва*



## Достигнутые успехи

Консервация водоем-хранилищ

Вывод из эксплуатации ПУГР

Вывод из эксплуатации загрязненных зданий

4

## Факторы отраслевого планирования работ по ВЭ

5

## Структура общеплощадочных затрат в основном превышает 50% всех затрат на содержание остановленных ЯРОО

РОСАТОМ

В период с 2017 по 2019 гг. на 4 площадках организаций Госкорпорации «Росатом» проводился анализ структуры затрат на поддержание в безопасном состоянии остановленных ЯРОО

**Анализировались данные за 2017 год**

**Прямые затраты на остановленные ЯРОО [1]:**

**28 млн руб.**

**Затраты относятся ко всей площадке [2]:**

**140 млн руб.,**

**включая затраты на охрану площадки:**

**130 млн руб.**

*[1] К прямым отнесены затраты, которые могут быть однозначно связаны с объектом, такие как тех. обслуживание и ремонты, энергетика, амортизация и т.д.*

*[2] К общеплощадочным относятся затраты на охрану площадки, обслуживание территории и инфраструктуры и т.д.*

**Анализировались данные за 2016 год**

**Прямые затраты на остановленные ЯРОО:**

**~260 млн руб.**

**Затраты относятся ко всей площадке:**

**~250 млн руб.**

**Анализировались данные за 2018 год**

**Прямые затраты на остановленные ЯРОО:**

**~290 млн руб**

**Затраты относятся ко всей площадке:**

**~360 млн руб**

**Анализировались данные за 2018 год**

**Прямые затраты на остановленные ЯРОО:**

**~425 млн руб**

**Затраты относятся ко всей площадке:**

**~530 млн руб**

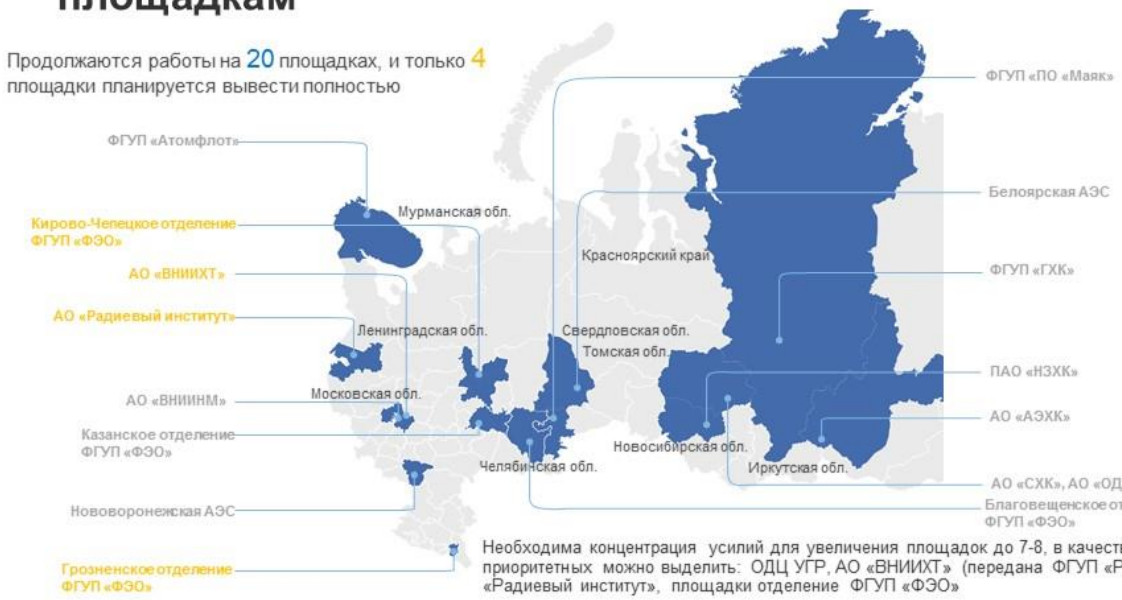
6

**Для достижения наибольшей эффективности в части снижения операционных затрат приоритетной стратегией является комплексный ВЭ всей площадки**

## Приоритет: комплексная работа по площадкам

ИБРАЭ РОСАТОМ

Продолжаются работы на 20 площадках, и только 4 площадки планируется вывести полностью

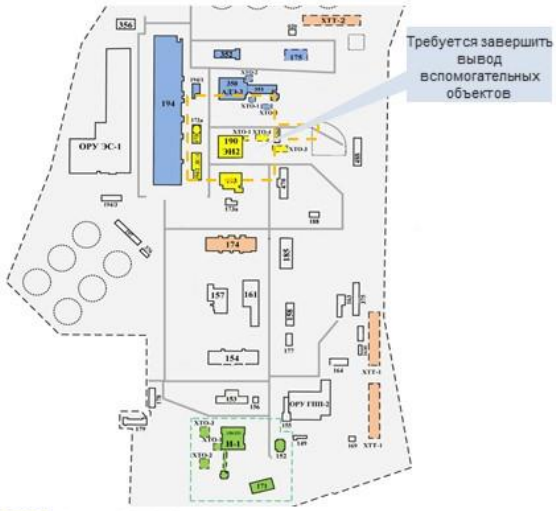



Необходима концентрация усилий для увеличения площадок до 7-8, в качестве приоритетных можно выделить: ОДЦ УГР, АО «ВНИИХТ» (передана ФГУП «РАДОН»), АО «Радиевый институт», площадки отделение ФГУП «ФЭО»

7

# Ключевой фактор работ по площадке: конечное состояние

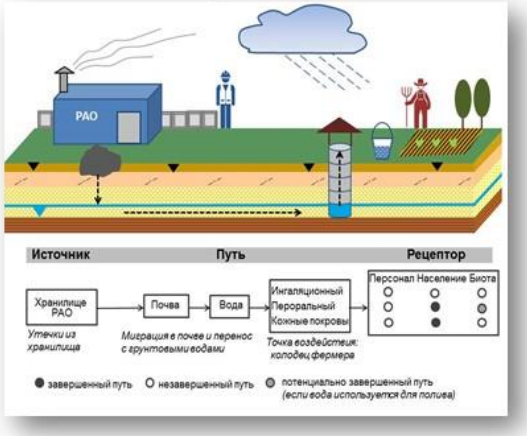
Площадка №2 АО «ОДЦ УГР»




Разрез ПУГР АД ФГУП «ГХК»

8

# Концептуальная модель площадки:определение требований к конечному состоянию



9

Абалкина И.Л., Панченко С.В. Концептуальная модель площадки как пример лучших практик в области реабилитации. — (Препринт / Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, № IBRAE-2020-02). — М.: ИБРАЭ РАН, 2020.

# Особенности планирования работ по ВЭ

## Источники данных по объемам РАО от ВЭ

1. Данные по выведенным объектам
2. Документация, сопровождающая ВЭ
3. Оценки МСФО

- Значительные расхождения в объемах РАО между оценками МСФО, КИРО и по итогам выполненных работ.
- Специфика заполнения опросных форм при проведении оценок в рамках оценок образования РАО (в рамках МСФО) ориентирована на заполнение параметров согласно представлениям исполнителя документа, а не на основе результатов КИРО.

Неопределенность данных на разных стадиях подготовки решений по ВЭ ОИАЭ

Сравнение объемов образования РАО от ВЭ

| Объект | Здание | МСФО, куб. м | КИРО, куб. м | ЦИМ, куб. м |
|---|---|---|---|---|
| АЭКК | 301 | 1678 | 3435 | 517 |
| | 303 | 3501 | 1888 | 93 |
| | 305 | 9 | 18 | 13 |
| | 315 | 30 | 181 | 18 |
| | 320А | 491 | 447 | |
| | 320Б | 491 | 538 | 27 |
| | 320В | 491 | 454 | |
| | 327 | 10 | 75 | 21 |
| | Подземные газоходы | 77439 | 10133 | 122 |
| СХК | 201 | 16380 | 39597 | 2389 |
| | 227 | 336 | 918 | 274 |
| | 252 | 9336 | 26414 | 504 |
| ВНИИХТ | Корпус 8 | 2612 | 339 | 186 |

1. Следует проводить оценку объемов образования РАО с применением новых методов проведения КИРО, обработки его результатов и т. д.
2. Усилить планирование деятельности по обращению с РАО от ВЭ.
3. Вводить договорные особенности по обращению с РАО.

10

# КИРО: проведение, представление, обработка

**Недостатки КИРО**

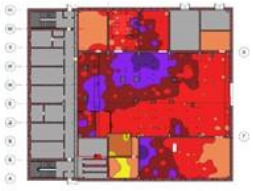
- Отсутствие схемы выбора и отбора проб
- Ограниченное количество проб
- Отсутствие распределения радионуклидов
- Отсутствие единых подходов: РБ-159-19 и РБ-160-190 не решили проблемы полностью

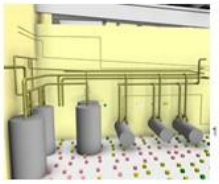
| Здания/ сооружения | Строительный объем, м3 | Точки измерения (пол), шт. | Точки измерения (стены), шт. |
|---|---|---|---|
| 327 | 15 754 | 260 | 93 |
| 303 | 82 300 | 332 | - |
| 301 | 143 600 | 939 | 3 |
| 320Б | 4 076 | 84 | 260 |
| Газоходы | 85 000 | 446 | 223 |

Сравнение полноты данных при проведении КИРО строительных конструкций

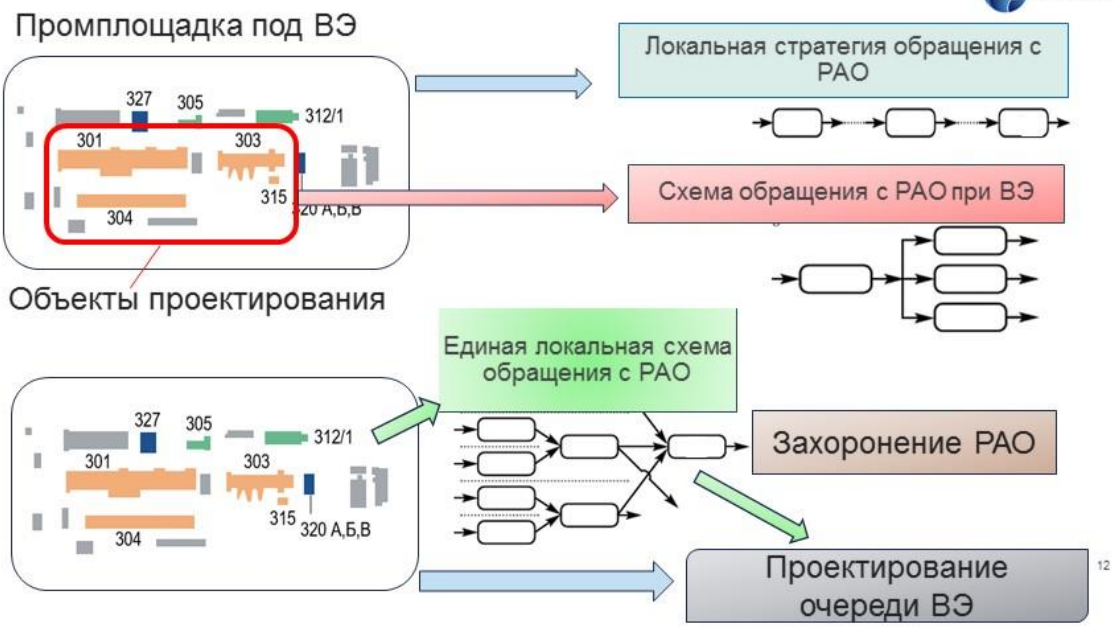
**Рекомендации по устранению**

- Учет опыта эксплуатации объекта
- Разработка отраслевого стандарта требований к КИРО
- Предварительное цифровое моделирование и внесение в него данных КИРО (создание ЦИМ)
- Проведение доп. инженерного обследования и учет его результатов при разработке программы КИРО





# Планирование деятельности по обращению с РАО




12

# Договорные особенности обращения с РАО от ВЭ и РАО наследия

**Федеральный закон №190-ФЗ** «Об обращении с РАО…»:
Ст.9 ч.1 *«Радиоактивные отходы… могут находиться исключительно в федеральной собственности, а также образовавшиеся до дня вступления в силу настоящего Федерального закона иные радиоактивные отходы находятся в федеральной собственности. Радиоактивные отходы,* ***образовавшиеся со дня вступления в силу настоящего Федерального закона … находятся в собственности организации, в результате деятельности которой они образовались»***
Ст.25 ч.2. *«В случае выявления несоответствия принимаемых для захоронения радиоактивных отходов критериям приемлемости* ***организация, в результате осуществления деятельности которой образовались радиоактивные отходы,*** *обязана обеспечить приведение их в соответствие с критериями приемлемости»*

**Варианты проведения работ по ВЭ**

**Под ключ**
- \- •Неопределенность в итоговых объемах образования РАО – высокие риски ошибиться с итоговой стоимостью обращения с РАО
- \+ •Исключены вопросы по затратам на обращение с РАО

**Разделение демонтажа и обращения с РАО**
- •Необходимо заблаговременно предусмотреть контрактные особенности выполнения работ с РАО, образующимися при ВЭ.

**Обращение с РАО:**
- Должно исключать накопление проблем;
- Соответствовать всем установленным требованиям для захоронения (согласование перечня р/н, соответствие критериям приемлемости для ПЗРО и т.д.).

13

Объектовое планирование работ по ВЭ
РОСАТОМ
Концепция ВЭ
Программа ВЭ
КИРО
Проектная документация
Рабочая документация
Актуализация
Уточнение
Зоны ответственности:
Эксплуатирующая организация
Проектная организация
Сроки
Стоимость
Конечное состояние
Отраслевое планирование
Необходимо повысить качество предпроектной проработки решений
• Проведение обоснования безопасности
• Риски реализации
• Нормативные и организационные проблемы
14

Объектовое планирование работ по ВЭ
РОСАТОМ
Анализ и систематизация данных
Разработка цифровых информационных моделей
Данные КИРО
Прогноз объемов образования РАО по типам и категориям. Разработка схем обращения с РАО
Выгрузка данных по элементам ЦИМ (характеристики строительных конструкции)
Оценка стоимости работ
Анализ возможных вариантов конечного состояния
Выработка рекомендаций
Экономия порядка 10 млрд руб.
Сублиматный завод АО «АЭХК»
Требования к спецвентиляции при ВЭ; выбросы, защита
Расчет миграции
Оценка доз на население
Атмосферный перенос
Оценка доз на персонал
Обоснование безопасности конечных состояний и работ по ВЭ
15

## Проектирование работ

РОСАТОМ

**Цель: повысить качество проектных работ**

**Проектирование**

1. Практика проектирования будет включать в себя отдельный этап – **технические решения**, которые будут объектом **экспертиз:**

- НТС эксплуатирующих организаций;
- ГК «Росатом»
- Экспертных советов и т.п.

2. Необходима **обратная связь** от проектных организаций

16

## Обмен опытом

РОСАТОМ

Журнал «**Радиоактивные отходы**» – национальная научно-информационная платформа по обращению с РАО

**Веб-сайт:** http://фцп-ярб2030.рф

- Захоронение РАО (выбор площадки, проект, сооружение, обоснование безопасности, критерии приемлемости)
- Безопасность хранилищ неизвлекаемых РАО и пунктов захоронения
- Управление РАО формирующимся при выводе из эксплуатации объектов
- Сбор, описание, переработка и кондиционирование РАО
- Транспортировка РАО
- Государственные системы контроля РАО
- Нормативные документы

**Веб-сайт:** http://nuclear-submarine-decommissioning.ru

Форум-диалоги и технические туры

17

# Задачи на ВЭ до 2030 года

| Ключевые показатели | За 2016-2030 годы, план |
|---|---|
| **Ввод в эксплуатацию** объектов окончательной изоляции РАО, тыс. куб. м | 367 |
| **Вывод из эксплуатации** ЯРОО, шт. | 76 |
| **Реабилитация** территорий, тыс. кв. м | 1304 |
| **Захоронение** РАО, тыс. куб. м | 155 |

- 7 ПУГР
- 11 ИЯУ, КЯМ
- 12 пунктов хранения РАО
- 2 Атомных ледокола
- 2 судна АТО
- 42 Радиационных источника

Дорожная карта будет актуализироваться по итогам пообъектной экспертизы, в том числе с перераспределением средств на наиболее перспективные проекты

18

# СОЗДАНИЕ ПУНКТОВ КОНСЕРВАЦИИ ОСОБЫХ РАО НА ОБЪЕКТАХ Б-1, Б-2 И ПОДГОТОВКА К ВЭ ПРОИЗВОДСТВА ОСУБ РХЗ АО «СХК»

*Е.С. Питиримов*

*АО "СХК", г. Северск*

Обеспечение безопасности на завершающих стадиях жизненного цикла в части обращения с радиоактивными отходами, безопасного содержания остановленных ЯРОО и вывода из эксплуатации одна из приоритетных задач Госкорпорации «Росатом».

Бассейны Б-1, Б-2 являются поверхностными хранилищами жидких РАО, расположены в северной части промышленной территории АО «СХК», площадка размещения находится в 10 км от реки Томь и в 8.8 км от города Северск. В период эксплуатации бассейнов Б-1, Б-2 в них направляли для длительного хранения жидкие и пульпообразные технологические отходы Радиохимического завода, образующиеся от переработки ядерных материалов.

В 2001 году началась реализация первого проекта по консервации бассейна Б-2 на месте, путем засыпки его иммобилизирующими материалами, без извлечения пульпы и загрязненного защитного слоя грунта. В процессе работ по перекрытию его акватории была использована технология отсыпки, учитывающая климатические условия, которая позволила надёжно изолировать РАО от окружающей среды и населения.

В ходе работ по консервации бассейна Б-2 успешно отработаны технологии использования барьерных материалов. По периметру бассейна Б-2 в первом от поверхности водоносном горизонте был сооружен дополнительный инженерный барьер безопасности длиной 1200 м шириной от 3 до 5 м способом инъецирования полимеризующейся композиции на основе жидкого стекла. В результате коэффициент фильтрации обводненных песков был снижен в 800-7000 раз, что позволяет прогнозировать предотвращение выхода с потоком подземных вод радионуклидов и химических компонентов отходов за пределы проекции хранилища.

С учетом наработанных компетенций при ВЭ бассейна Б-2, был проведен комплекс работ на бассейне Б-1, успешно завершенных в 2020 году. Результатом работ по консервации бассейнов Б-1, Б-2 стало приведение их в радиационно безопасное состояние и снижение риска неконтролируемого ущерба окружающей среде. В настоящее время идет процедура подготовки комплекта документов для перевода законсервированных бассейнов в ПКОРАО.

Следующим крупным проектом, реализуемым АО «СХК» в рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года» стал проект «Вывод из эксплуатации площадки №3 РХЗ АО «СХК».

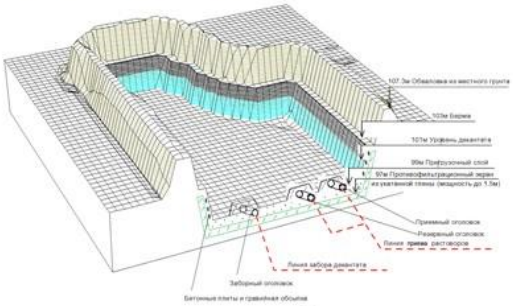
На текущий момент разработана цифровая исполнительная инженерно-радиационная модель (ЦИИРМ) производства переработки ОСУБ площадки №3 РХЗ АО «СХК», ведутся работы по 2 этапу проекта – разработка проектно-сметной документации по ВЭ производства ОСУБ (окончание работ – 30.11.2021).

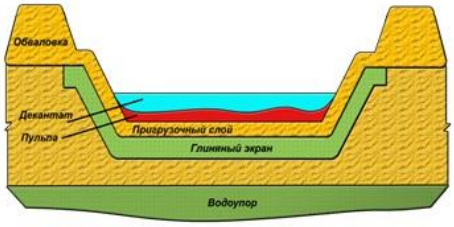
Результаты разработанной ЦИИРМ и проведенного КИРО производства ОСУБ позволяют скорректировать оценку радиационных факторов и объемов, образующихся в рамках ВЭ, отходов различных категорий, что в свою очередь позволяет оптимизировать и снизить затраты на ВЭ еще на этапе проектирования.

Полученные опыт и компетенции в рамках работ по ВЭ бассейнов Б-1 и Б-2 позволяют реализовывать аналогичные проекты на территории Российской Федерации.

## Цели и задачи

Изоляция радиоактивных отходов, находящихся в бассейнах Б-1, Б-2, Б-25 от окружающей среды, исключение аэрозольного и ветрового уноса радионуклидов из бассейнов, значительное снижение потенциальной опасности данного объекта, улучшение экологической обстановки в г. Северске и Сибирском регионе в целом.






**Начальное состояние бассейнов**

2

## Основные этапы консервации хранилищ РАО

1 этап – создание инфраструктуры

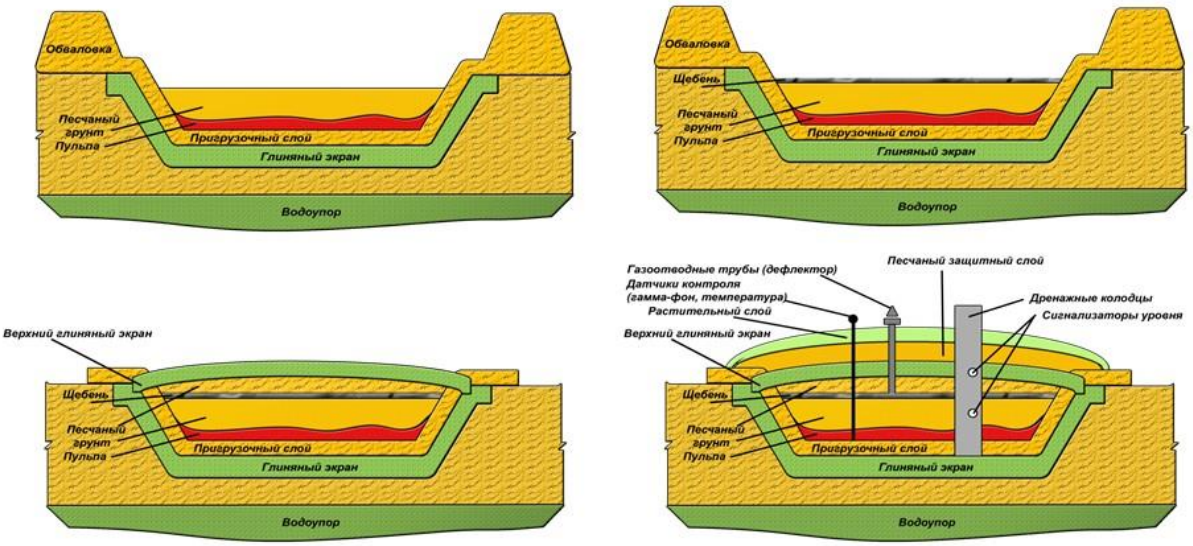
2 этап – перекрытие акватории

3 этап – устройство верхнего защитного экрана, создание барьеров безопасности

4 этап – постоянный мониторинг

3

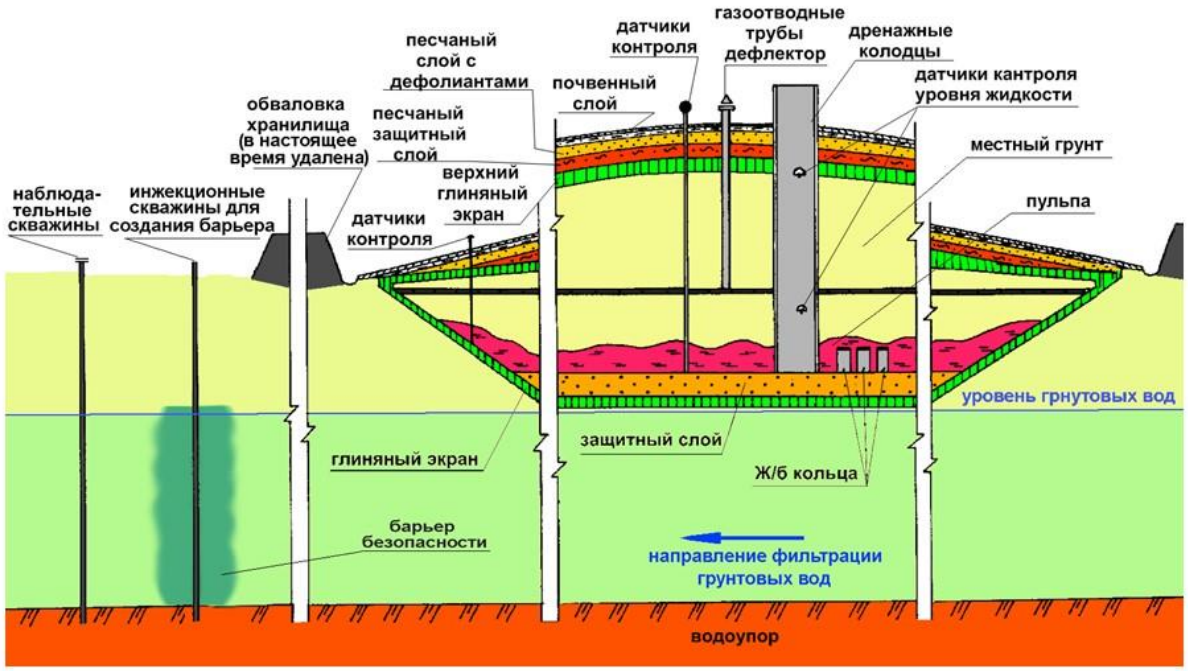
## Основные этапы консервации хранилищ РАО
## Перекрытие акватории (этап 2)




4

## Основные этапы консервации хранилищ РАО
## Создание внешнего барьера безопасности на примере бассейна Б-2 (этап 3)

**Схема консервации бассейна Б-2**

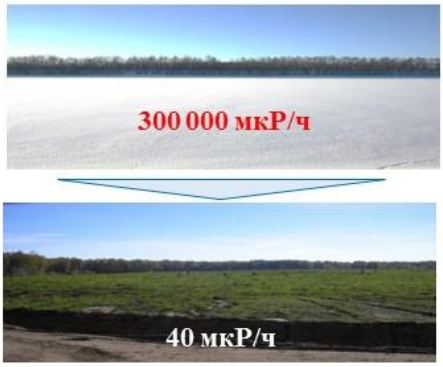



5

## Результаты работ АО «СХК» по консервации бассейнов

**Реализованные мероприятия на сумму 5,5 млрд. руб.**

- Бассейн Б-2 ››› 1990-2012 гг.
- Бассейн Б-1 ››› 2011-2020 гг.
- Бассейн Б-25 ››› 2016-2020 гг.




**Эффективность реализованных решений**

Сокращения сроков реализации работ более чем **в 4 раза**

23 года ››› 10 лет ››› 5 лет

**Проблема:**
Не определен механизм перевода ПРОРАО в ПКОРАО и ПЗРО

**Предлагаемое решение:**
Использование барьеров безопасности с последующим мониторингом, обосновывающим безопасность объекта в долгосрочной перспективе (300 лет)

6

## Инженерные барьеры безопасности, как решение для перевода ПРОРАО в ПКОРАО и ПЗРО

Необходимость создания дополнительных инженерных барьеров безопасности (ИББ) возникает при:

- ухудшении в процессе эксплуатации свойств ранее сооруженных ИББ;
- необходимости использования сооружения после установленного ранее срока эксплуатации (перевод ПРОРАО в ПКОРАО и ПЗРО).

Требования, предъявляемые к инженерным барьерам безопасности

| п/п | Задачи | Свойства |
|---|---|---|
| 1 | Прекращение/минимизация выхода загрязнений за пределы барьера | Низкие фильтрационные и диффузионные свойства барьера |
| | | Высокие сорбционные характеристики, низкая десорбция радионуклидов. |
| 2 | Отсутствие необходимости обслуживать барьер в течение всего периода эксплуатации | Устойчивость материала во времени (от сотен до первых десятков тысяч лет) |
| 3 | Невозможность образования быстро мигрирующих форм радионуклидов при эксплуатации барьера | Низкая способность к коллоидообразованию, отсутствие веществ, способных к образованию комплексных соединений с радионуклидами |
| 4 | Устойчивость к тектоническим подвижкам и сейсмическим явлениям | Пластичность барьера |
| 5 | Пожаро-взрывобезопасность и низкая токсичность компонентов барьера | Определяются подбором материалов барьера |
| 6 | Приемлемая стоимость, доступность материалов и технологий | Определяются подбором материалов барьера |

7

## Технологии сооружения барьеров безопасности

| Технология сооружения | Достоинства | Недостатки |
|---|---|---|
| Установка шпунтов | Скорость установки | Глубина до 10м; на сочленении шпунтов вода проходит, срок службы-n*10 лет |
| Стена в грунте (создание щели и ее заполнение противофильтрационным материалом) | Широкая возможность выбора материала и способов укладки | Низкая скорость, необходимость экскавации больших объемов грунта (в том числе загрязненного) и дальнейшего с ним обращения, высокая стоимость |
| Инъецирование полимеризующихся неорганических жидкостей | Относительная дешевизна, высокая сорбционная способность материала барьера, приемлемые для задержки миграции на первые сотни лет противофильтрационные свойства | Неравномерность распределения полимера в неоднородных средах, длительность существования 200-300 лет |
| Струйное перемешивание | Возможность подачи в перекрываемые горизонты материалов из природных глин. Низкие фильтрационные свойства, высокая сорбция радионуклидов, долговечность за счет применения природных материалов | Исключение цементов из состава наполнителя приводит к низкой несущей способности барьера (проблема горизонтальных барьеров под сооружениями). |

8

## Сооружение опытного элемента «стены в грунте» с использованием глинистой строительной смеси «Бентинжект»

**Способы сооружения барьера**

- ✓ стена в грунте (траншея),
- ✓ инъекция,
- перемешивание на глубине

**Последовательность сооружения «стены в грунте»**

1. Подготовка удерживающего глинистого раствора →
2. Подготовка захватки с использованием удерживающего глинистого раствора →
3. Подготовка рабочего глинистого раствора →
4. Вытеснение удерживающего глинистого раствора рабочим

Грейфер XCMG XG480D

«Захватка» 200*80 см, заливка удерживающего раствора

Подготовка рабочего раствора

Закачка рабочего раствора

9

## Результат сооружения опытной захватки «стены в грунте»

Вскрытие захватки через 41 час после сооружения

**Достоинства способа**

1.Гарантирует соблюдение геометрии барьера
2.Существенно расширяет выбор материалов для его сооружения

**Недостатки способа**

1.Экскавация на поверхность больших объемов грунта, в.т.ч. радиоактивно загрязненного.
2.Стоимость работ

Коэффициент фильтрации материала барьера изменяется от **n*10$^{-6}$** до **n*10$^{-5}$ м/сут**

Коэффициент диффузии материала барьера изменяется от **n *10$^{-6}$** до **n *10$^{-5}$ м$^2$/сут**

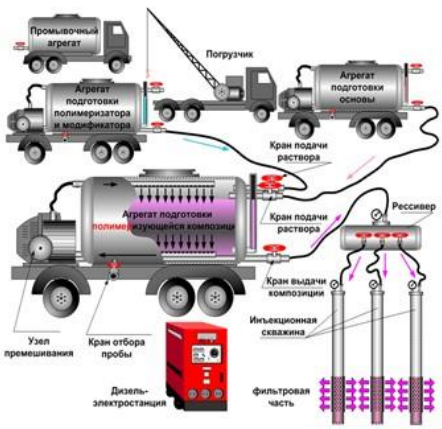
10

## Сооружение барьера безопасности инъецированием полимеризующихся жидкостей на ПРОРАО Б-25 АО «СХК» (2011г.)

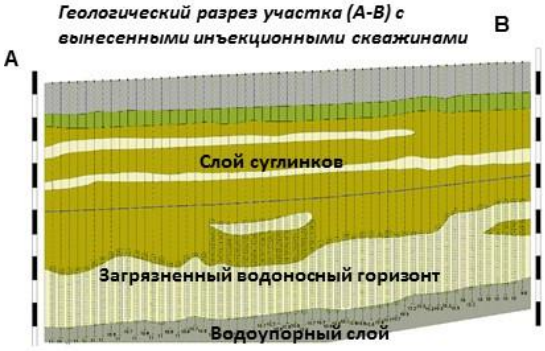
**Расположение инъекционных скважин Б-25**

Длина барьера 300м, ширина-5-7м
220 иньекционных скважин, закачено 900 куб.м. полимеризующейся композиции:
Основа -Na-жидкое стекло
Полимеризатор – Аква-Аурат-30, $H_2C_2O_4$
Модификатор $NaH_2PO_4.2H_2O$
Кф снижен с 0.5-1 м/сут до $7*10^{-3}$-$3*10^{-4}$ м/сут
Kd - $3*10^3$ см$^3$/г

**Собран передвижной комплекс для подготовки и закачки кольматирующих жидкостей**




*Геологический разрез участка (А-В) с вынесенными инъекционными скважинами*

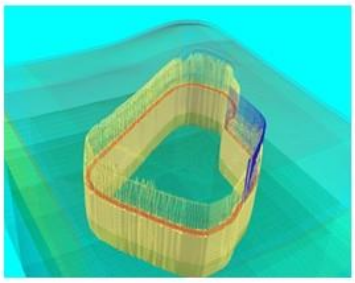


*Мониторинга очистки подземных вод от загрязнителей по подвижному мигранту-NO3*

11

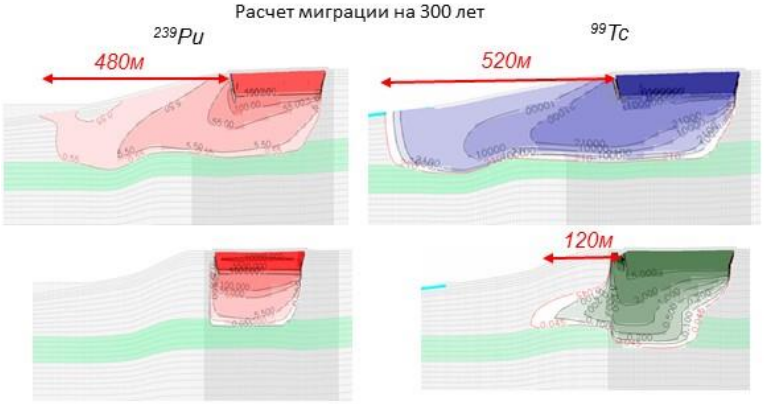
# Сооружение барьеров инъецированием полимеризующихся жидкостей на ПРОРАО Б-2 АО «СХК» (2012-2016г.г.)

Расположение инъекционных скважин на бассейне Б-2



Длина барьера 1280м,
951 инъекционная скважина,
6411 куб.м полимеризующейся композиции
Кф снижен с 0.8-1.2 м/сут до $4*10^{-3}$ - $5*10^{-4}$ м/сут
Kd актинидов - $1*10^{3}$ $см^3/г$

Расчет миграции на 300 лет



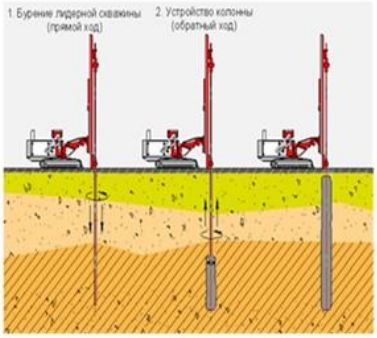

Барьер отсутствует

Барьер сооружен

12

# Работы по сооружению опытных барьеров по технологии струйного инъецирования (jet grouting) в г.Пермь и в АО ЧМЗ (2019г.)

Схема последовательности сооружение колонны в варианте одновременной подачи водной суспензии вяжущего и воздушной струи для увеличения радиуса проработки пород (Jet-2 )




Последовательность сооружения глинисто-грунтовой колонны

Закачка глинистой смеси

Станция струйной цементации TWM 20/D Tecniwell

Миксерная станция

Блок управления насосом высокого давления

Вскрытие глинисто-грунтовых колонн

13

## Свойства барьеров, полученные в результате опытных работ

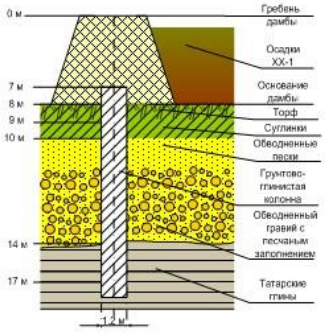
| Задачи | Свойства | | |
|---|---|---|---|
| 1. Прекращение/ минимизация выхода загрязнений за пределы барьера (достижение на выходе из барьера удельных активностей радионуклидов ниже УВвода и содержаний химических компонентов отходов ниже ПДК) | Противофильтрационные свойства | | |
| | Кф | $7.35*10^{-6}$ до $3.2*10^{-5}$ м/сут | Образцы через 2 сут. после сооружения |
| | К ф | $1*10^{-8}$ до $2.8*10^{-7}$ м/сут | Образцы через 9 мес. после сооружения |
| | De | $1.6*10^{-5}$ до $2.38*10^{-5}$ м²/сут | |
| | Противомиграционные свойства | | |
| | Kd см³/г | U- 20-25 см³/г | Для условий ХХ-2 ЧМЗ |
| | Kd см³/г | $^{90}$Sr 13 - 17 ; U (8,3 - 9,0)·$10^{2}$; Pu (0,9-1,1) ·$10^{3}$ | Для условий ПХ-1,2 СХК |
| | % десорб. | U не более 15% | Для условий ХХ-2 ЧМЗ |

| Задачи | Свойства |
|---|---|
| 2. Отсутствие необходимости обслуживать барьер в течение всего периода эксплуатации | Отсутствуют материалы и детали барьера требующие обслуживания и замены. Отсутствуют легко растворимые компоненты: карбонаты, сульфаты, цемент |
| 3. Невозможность образования быстро мигрирующих форм радионуклидов при эксплуатации барьера | $K_f$ (количество органического вещества) -1.2-4.9%<br>Способность к коллоидообразованию – не исследовалась |
| 4. Устойчивость к тектоническим подвижкам и сейсмическим явлениям | $I_p$ (число пластичности материала барьера) -7.7-12.9 (соответствует суглинкам) |
| 5. Пожаро-взрывобезопасность и низкая токсичность компонентов барьера | Взрыво-пожаробезопасность обеспечивается отсутствием в составе барьера и материалов взрывчатых и горючих веществ |

14

## Разработка предложения для проектов дополнительных инженерных барьеров безопасности для ПРОРАО АО «ЧМЗ», АО «СХК»

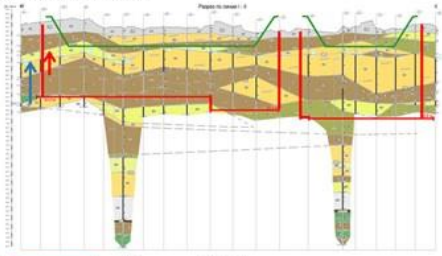
Предложения по барьерам на хвостохранилищах АО «ЧМЗ»




Длина барьеров – 5430 м
Средняя глубина – 17 м
Необходимо глинистой смеси – 32655 т.

Длина барьеров – 1735 м
Средняя глубина – 23 м
Необходимо глинистой смеси – 13559 т.

Рекомендованная глубина сооружения барьера на пульпохранилищах АО «СХК» по результатам моделирования

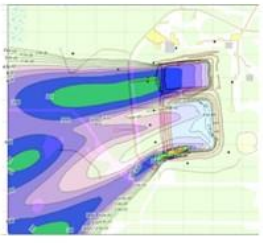


Контуры ПХ-1,2
Контуры барьера
а) б)
Уровни вод: а) внутри барьера, б) за барьером

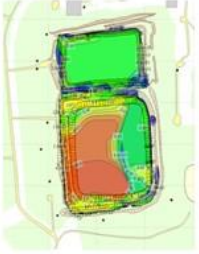
Моделирование последствий сооружения барьеров

Вертикальные барьеры отсутствуют

Вертикальные барьеры сооружены



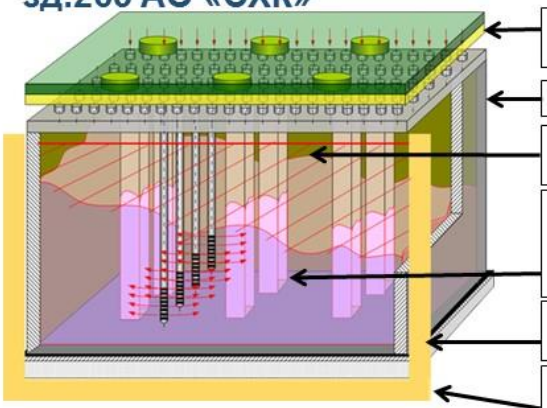
Вертикальные барьеры отсутствуют



Вертикальные барьеры сооружены

15

## Разработка предложений по сооружению дополнительных инженерных барьеров безопасности для проекта консервации ПРОРАО зд.263 АО «СХК»



- Внешний перекрывающий барьер из глинистых пород, укладываемых на защитное песчаное основание. Кф $1*10^{-4}$ м/сут
- Бетонные стенки хранилища
- Внутренний перекрывающий барьер, укладываемый в свободное пространство хранилища. Кф $1*10^{-6}$ м/сут
- **Внутренний барьер в теле РАО, сооружаемый инъекционным способом. Кф $n*10^{-5}$ $n*10^{-6}$ м/сут.** ***На хранилище выполнены опытные закачки кольматантов, подтвердившие возможность сооружение внутреннего барьера***
- Внешний вертикальный барьер, сооружаемый вдоль внешних стенок хранилища по jet-технологии. Кф $n*10^{-5}$ $n*10^{-6}$ м/сут
- **Внешний горизонтальный барьер, сооружаемый горизонтальным направленным бурением по jet-технологии. Кф $n*10^{-5}$ $n*10^{-6}$ м/сут. Предложение отклонено. Причина- низкая несущая способность**

Выполнено моделирование поведения радионуклидов после сооружения дополнительных барьеров безопасности (300 лет) по трем сценариям:

| № | Сценарий | Результат |
|---|---|---|
| 1 | Барьер мощностью 1м с использованием **глинистых смесей** сооружен до водоупорного слоя глин | Радионуклиды не выходят за пределы барьера |
| 2 | Барьер мощностью 1м с использованием **жидкого стекла** сооружен до водоупорного слоя глин | Долгоживущие радионуклиды (238U, 239Pu) выходят за пределы барьера на расстояние до 30-40м |
| 3 | Сооружены **внутренний и внешний барьеры** (мощность 1м) с использованием жидкого стекла | Радионуклиды не выходят за пределы барьера |

16

## ВЭ производства переработки ОСУБ РХЗ

**2014** –проведено КИРО производства переработки ОСУБ РХЗ АО «СХК»

**2016** –решение об окончательном останове

**2017** – утверждена концепция вывода из эксплуатации производства переработки ОСУБ

**2019 -2022** Разработка ПСД на ВЭ с ЦИИРМ, лицензирование

**2022– 2025** Выполнение работ по ВЭ зданий 1-ой очереди

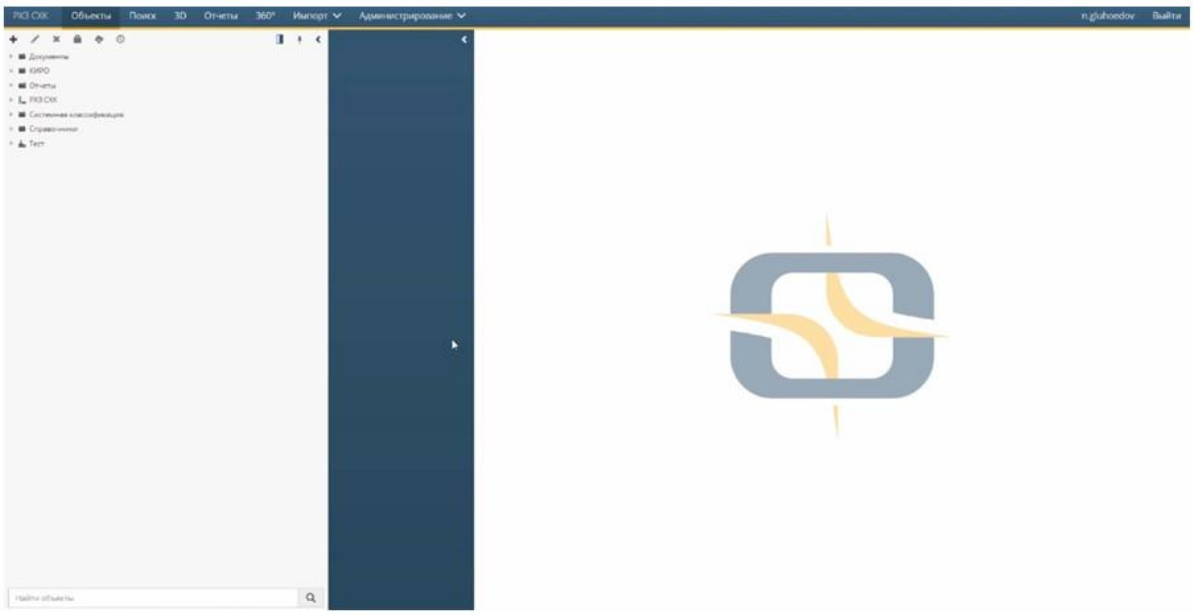
**2026 – 2030** Вывод из эксплуатации зданий 2-ой очереди

17

## Планируемые работы по ВЭ производства переработки ОСУБ: Работа с 3D моделью

18

## ВЭ производства переработки ОСУБ РХЗ: ЦИИРМ




19

## ВЭ производства переработки ОСУБ

**Проблемы:**

1. Отсутствует законодательная база, позволяющая использовать здания в качестве инженерного барьера безопасности для создания хранилищ РАО.
2. Отходы, образующиеся при ВЭ не отнесены к особым РАО.
3. Отсутствует механизм передачи пунктов захоронения в ФГУП «НО РАО».

**Проработка решений:**

В 2021 году ИБРАЭ РАН со стороны АО «СХК» предложено выполнить проработку 3 сценариев:

- реконструкция зд.201,252 в новый ОИАЭ – ППЗРО;
- захоронение на месте строительных конструкций зд. 201, расположенных ниже нулевой отметки, согласно п.6 НП-057-17;
- отнесение строительных конструкций и неизвлекаемого технологического оборудования, расположенных ниже нулевой отметки зд.201, к особым РАО.

20

# ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ И РЕАБИЛИТАЦИЯ РАДИАЦИОННО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ НА ТЕРРИТОРИИ АО «ДВЗ «ЗВЕЗДА»

*К.Н. Куликов, В.Я. Березин, С.В. Лодочников, Г.В. Фофанов, С.Н. Калинин, В.В. Бармин*

*АО «НИПТБ «Онега», г. Северодвинск*

С 2018 года в бухте Большого Камня Приморского края на площадке судостроительного предприятия АО «ДВЗ «Звезда» выполняется строительство объектов второй очереди новой верфи – ССК «Звезда», предназначенных для постройки крупнотоннажных судов и других видов морской техники.

Строительство производственных сооружений ССК «Звезда» потребовало выделения дополнительных территорий и изменения береговой линии бухты. В зоне строительства объектов верфи оказался ряд радиационно опасных объектов: участок временного хранения твердых радиоактивных отходов (ТРО) (далее – хозяйственный пирс), участки радиационно опасных объектов 37, А-114, 103 и 103А.

Для обеспечения строительства зданий и сооружений верфи возникла необходимость вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов (далее – РОО) и реабилитация высвобождаемых территорий.

В 2017–2020 года АО «НИПТБ «Онега» разработаны проекты вывода из эксплуатации радиационно опасных объектов АО «ДВЗ «Звезда» по варианту «Немедленная ликвидация» с последующей реабилитацией территории (далее – проект). На разработанные проекты ФМБА России были выданы санитарно-эпидемиологические заключения на соответствие санитарным правилам.

Еще одним из РОО, находившимся в критическом состоянии, являлось расположенное на территории АО «ДВЗ «Звезда» временное хранилище ТРО (далее – объект 130).

Объект 130

Здание объекта 130 было построено в 1964 году и представляло собой наземное железобетонное сооружение прямоугольной формы.

Внутреннее пространство хранилища было разбито на отсеки стенами, которые имели толщину от 0,6 до 1 м. Хранилище использовалось для временного хранения высоко-, средне- и низкоактивных твердых радиоактивных отходов, образовавшихся на предприятии при выполнении ремонтных работ на АПЛ ВМФ.

ТРО были загружены в отсеки без сортировки по категориям, затем эксплуатация здания была прекращена, а объект 130 законсервирован. Общий объем загруженных ТРО составлял около 180 м$^3$.

В результате разрушения перекрытий здания, в одном из отсеков, где радиоактивные отходы отсутствовали, скопилась вода, а в соседнем отсеке, загруженном ТРО, накопились низкоактивные жидкие радиоактивные отходы (ЖРО). Эти ЖРО частично проникли в грунт, вследствие чего пришлось проводить работы по его извлечению и последующей дезактивации.

Технологическая схема вывода из эксплуатации объекта 130:

– комплексное инженерно-радиационное обследование;

– разработка комплекта проектной, рабочей, конструкторской, технологической и организационной документации;

– работы по подготовке хранилища ТРО к выводу из эксплуатации;

– разделение территории на режимные зоны радиационной безопасности;

– обучение персонала правилам эксплуатации дистанционно управляемого технологического оборудования;

– выгрузка ТРО с использованием установок BROKK-50 и HIAB;

– сортировка ТРО по категориям;

– передача ТРО на объект 131 АО «ДВЗ «Звезда»;

– дезактивация отсеков хранилища и территории объекта 130;

– демонтаж и удаление конструкций объекта 130, благоустройство территории.

После обучения персонала были произведены работы по выгрузке ТРО из отсеков при помощи пультов дистанционного управления установок BROKK-50 и HIAB. Для обеспечения радиационной безопасности также были установлены модули шлюзования. В результате выполнения работ из отсека были выгружены 2 контейнера К-150 с высокоактивными ТРО, 2 контейнера типа НЗК-Радон со среднеактивными ТРО и 5 бочек с низкоактивными ТРО, которые были переданы на объект 131 АО «ДВЗ «Звезда».

Наибольшую сложность составило обращение с радиоактивными отходами (РАО) в отсеке. В нем, вследствие разрушения перекрытий здания, скопилась вода, которая также приобрела радиоактивность. После выгрузки и переработки низкоактивных ЖРО, проведения первичной сортировки ТРО, в некоторых участках отсека радиационный фон резко вырос, что свидетельствовало о наличии среднеактивных ТРО, сведения о которых отсутствовали, но технология работы с которыми уже была отработана в других отсеках.

В период с 2010 по 2011 годы АНО «АСПЕКТ-КОНВЕРСИЯ» и ООО «Компания Кипарис» выполнили работы по подготовке объекта 130 к выводу из эксплуатации, а также провели закупку оборудования и материалов для обеспечения работ. В результате проведенных работ объект 130 был успешно выведен из эксплуатации, здание демонтировано. Радиоактивные отходы приведены в безопасное состояние и размещены на временное хранение на АО «ДВЗ «Звезда». Территория объекта 130 выведена из категории «радиационно опасный объект», и в настоящее время может быть использована АО «ДВЗ «Звезда» без ограничений. Объем демонтированных строительных конструкций составил 2490 м$^3$, площадь реабилитированной территории – 490 м$^2$.

Хозяйственный пирс

Хозяйственный пирс – гидротехническое сооружение, используемое для временного хранения РАО. Хозяйственный пирс был классифицирован как радиационный объект IV категории. Конструктивно хозяйственный пирс выполнен в виде свайного больверка, огражденного по периметру металлическим шпунтом. Размеры территории – 145×24 м, покрытие – асфальтовое и частично грунтовое. Общая площадь застройки 332 м$^2$.

В результате проведенного радиационного и инженерного обследования хозяйственного пирса было выявлено наличие на его территории ТРО и оборудования, загрязненного РВ суммарной активностью в $2{,}96 \cdot 10^{11}$ Бк. Необходимость вывода из эксплуатации хозяйственного пирса и реабилитация высвобождаемых территорий возникли для обеспечения строительства зданий и сооружений новой верфи ССК «Звезда», предназначенных для постройки крупнотоннажных судов и других видов морской техники.

В соответствии с проектом вывода из эксплуатации принята следующая последовательность работ:

– выгрузка накопленных ТРО в НЗК-Радон;
– дезактивация загрязненного РВ оборудования, систем, зданий и сооружений;

– демонтаж строительных конструкций и оборудования методом поэлементной разборки с помощью тепловой резки;

– удаление ТРО, образовавшихся при выполнении работ;

– удаление загрязненного РВ грунта. При превышении мощности амбиентного эквивалента дозы гамма-излучения 0,6 мкЗв/ч производится демонтаж асфальтобетонного покрытия. Размещение асфальтобетонного лома в бочках в НЗК-Радон;

– благоустройство территории, укладка грунта.

В рамках проведения работ по выводу из эксплуатации хозяйственного пирса при обращении с ТРО, накопленными и образующимися при их выполнении, было принято решение использовать существующие объекты инфраструктуры АО «ДВЗ «Звезда». Блок-схема обращения с РАО приведена рисунках 1 и 2.

Рис. 1. Блок-схема обращения с ТРО

Рис. 2. Блок-схема обращения с ЖРО

В период с мая по июнь 2018 года силами АО «ДВЗ «Звезда» выполнены работы по выводу из эксплуатации и реабилитации территории хозяйственного пирса в объеме, предусмотренном проектом.

При реабилитации территории хозяйственного пирса образовались ТРО в объеме 243 м$^3$. Они размещены в 170 контейнерах, в том числе грунт в объеме 27 м$^3$, переданы во временное хранилище РАО и на площадку по замоноличиванию контейнеров с ТРО АО «ДВЗ «Звезда». Установленные проектом критерии конечного состояния хозяйственного пирса достигнуты, что позволяет исключить его из перечня радиационно опасных объектов АО «ДВЗ «Звезда».

Объект 37

Объект 37 расположен на территории АО «ДВЗ «Звезда» в районе промышленной застройки. В его состав входит лаборатория ремонта, наладки и калибровки аппаратуры радиационного контроля (РК).

Вывод из эксплуатации участка РОО 37 и реабилитация прилегающей территории предполагает следующие стадии:

- проведение комплексного инженерного и радиационного обследования;
- прекращение всех видов производственной деятельности;
- дезактивация оборудования;
- вывоз оборудования;
- демонтаж строительных конструкций;
- сбор образующихся отходов и дальнейшее обращение с ними;
- проведение заключительного радиационного обследования.

К ЖРО относятся сточные воды саншлюза, в то время как к ТРО после сортировки могут быть отнесены фрагменты загрязненного оборудования, железобетонных и металлических конструкций, деревянных изделий, свинцовой защиты, а также средств индивидуальной защиты (СИЗ). Блок-схема обращения с РАО приведена рисунке 3.

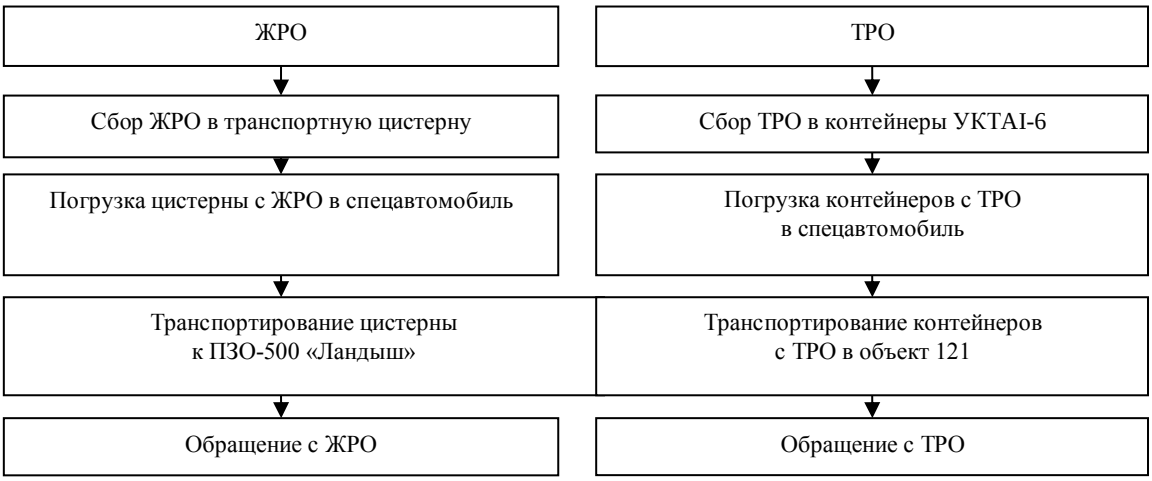



Рис. 3. Блок-схема обращения с РАО

К настоящему моменту произведено обследование технического состояния, в результате которого здания и сооружения объекта 37 признаны работоспособными и ограниченно работоспособными. В результате проведенных работ объект 37 был успешно выведен из категории РОО. Радиоактивные отходы приведены в безопасное состояние и размещены на временное хранение на территории АО «ДВЗ «Звезда».

Объекты 103 и 103А

Объекты представляют собой эллинг, где размещены спецбаковое помещение для хранения ЖРО, радиохимическая лаборатория, участок ремонта газовой аппаратуры, такелажный участок, слесарная мастерская, вентцентры и канал спецканализации. Вывод из эксплуатации РОО 103 и 103А предусмотрен по варианту «немедленная ликвидация».

Работы по выводу из эксплуатации объектов 103 и 103А предполагают осуществление следующих стадий:

- - проведение комплексного инженерного радиационного обследования;
- - сбор образующихся отходов, сортировка и обращение с ними;
- - проведение заключительного радиационного обследования;
- - исключение участков 103 и 103А из перечня РОО.

По результатам радиационного контроля твердые отходы могут быть классифицированы как очень низкоактивные, низкоактивные и среднеактивные, а также отходы производства. Ожидается, что большая часть ТРО будет отнесена к очень низкоактивным и низкоактивным РАО. Жидкие отходы могут представлять собой низкоактивные ЖРО или жидкие отходы производства. Схема обращения с РАО

аналогична схеме, примененной при выводе из эксплуатации объекта 37, и приведена рисунке 3.

Конечное состояние объектов 103 и 103А после завершения работ по выводу из эксплуатации подразумевает вывоз технологического инженерного оборудования, демонтаж строительных конструкций и инженерных систем, передачу специализированной организации отходов, содержащих техногенные радионуклиды, вывоз грунта, отнесенного к ТРО, восстановление грунта до отметки 0,000. Мощность дозы гамма-излучения не должна превышать 0,6 мкЗв/ч.

Объект А-114

Производственный пролет здания объекта А-114 используется как зарядно-аккумуляторный цех, административно-бытовой корпус – как центральная заводская лаборатория.

Вывод из эксплуатации участка РОО А-114 и прилегающей территории будет проводиться в соответствии с указанными этапами:

- - проведение комплексного инженерного радиационного обследования;
- - дезактивация оборудования;
- - вывоз оборудования;
- - демонтаж строительных конструкций;
- - сбор, сортировка и обращение с отходами;
- - проведение заключительного радиационного обследования;
- - исключение участка А-114 из перечня РОО.

Схема обращения с РАО аналогична схеме, примененной при выводе из эксплуатации объекта 37, и приведена рисунке 3.

Работы по выводу из эксплуатации объекта А-114 и реабилитации территории считаются завершенными при выполнении следующих условий:

- оборудование вывезено с территории объекта А-114;
- строительные конструкции и инженерные системы демонтированы;
- ТРО, ЖРО и отходы производства вывезены с участка РОО А-114 и прилегающей территории;
- технологические модули демонтированы;
- временные строительные конструкции демонтированы;
- величины радиоактивного загрязнения участка не превышают значения контрольных уровней для санитарно-защитной зоны (СЗЗ).

Выводы

В соответствии с проектной, рабочей, конструкторской, технологической и организационной документациями, разработанными АО «НИПТБ «Онега», выведены из категории РОО объекты инфраструктуры обращения РАО (объекты 130, 37, хозяйственный пирс) АО «ДВЗ «Звезда».

Разработанные АО «НИПТБ «Онега» организационные и технологические решения обеспечили выполнение работ в кратчайшие сроки. Это позволило использовать территорию в рамках строительства зданий и сооружений ССК «Звезда».

# ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ ЛЕДОКОЛОВ, СУДОВ АТОМНОГО ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБСЛУЖИВАНИЯ В АРКТИЧЕСКОМ РЕГИОНЕ

*К.Н. Куликов, Р.А. Низамутдинов, С.В. Лодочников, А.П. Ермаков, Е.Е. Цветков, В.Г. Кузнецова*

*АО «НИПТБ «Онега», г. Северодвинск*

В России создано три поколения гражданских атомных судов с ядерной энергетической установкой (ЯЭУ). С 1959 года по 1991 годы построено девять атомных ледоколов (АЛ) и один атомный лихтеровоз. Кроме этого, в составе атомного ледокольного флота имеется также шесть судов атомного технологического обслуживания (АТО).

К 2010 году начались активный вывод из эксплуатации судов атомного ледокольного флота и выполнение первого этапа вывода из эксплуатации – перевод таких судов в «холодный» отстой. Возраст судов с ЯЭУ, выводимых из эксплуатации, составляет 30-35 лет, возраст судов АТО – от 50 лет.

На вооружении ВМФ СССР и России состояло пять надводных кораблей (НК) с ЯЭУ, три из которых в настоящее время находятся в процессе утилизации. Также было построено около 250 атомных подводных лодок (АПЛ). По состоянию на 2020 год утилизировано 199 АПЛ, выведено из состава ВМФ 206 АПЛ, 6 находится в процессе утилизации [1].

**Основные технические характеристики и данные о состоянии атомных ледоколов и судов АТО**

Первый в России АЛ, единственное судно проекта «Ленин», выведен из эксплуатации и функционирует как музей. Проводится утилизация судов проекта 1052 «Арктика» и «Сибирь». График вывода из эксплуатации судов с ЯЭУ приведен на рисунке 4.

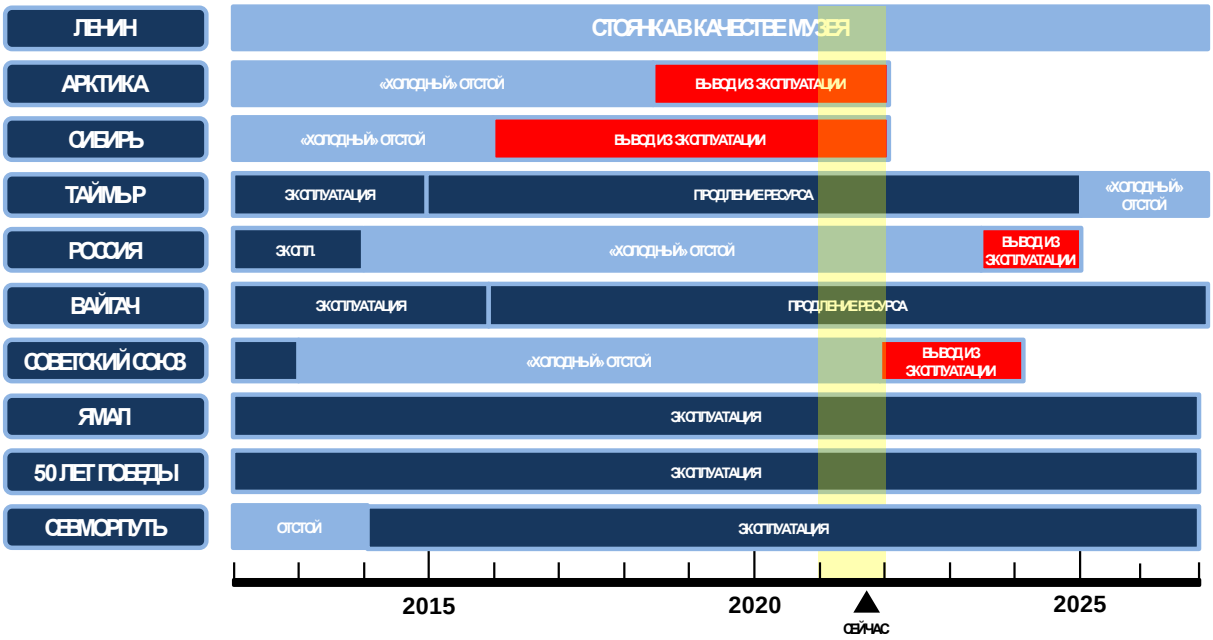



Рис. 4 – График вывода из эксплуатации судов с ЯЭУ

Суда АТО – класс специализированных судов для обеспечения радиационной и ядерной безопасности в процессе эксплуатации АПЛ и НК с ЯЭУ.

Часть судов АТО обеспечивает эксплуатацию ЯЭУ военного назначения АПЛ и НК с ЯЭУ и входят в состав ВМФ, а часть обеспечивает безопасную эксплуатацию гражданских судов с ЯЭУ ФГУП «Атомфлот» Госкорпорации «Росатом». Отдельная категория гражданских судов АТО эксплуатируется предприятиями судостроительной промышленности АО «ОСК», выполняющими ремонт, переоборудование и утилизацию АПЛ и НК с ЯЭУ.

График вывода из эксплуатации судов АТО приведен на рисунке 5.

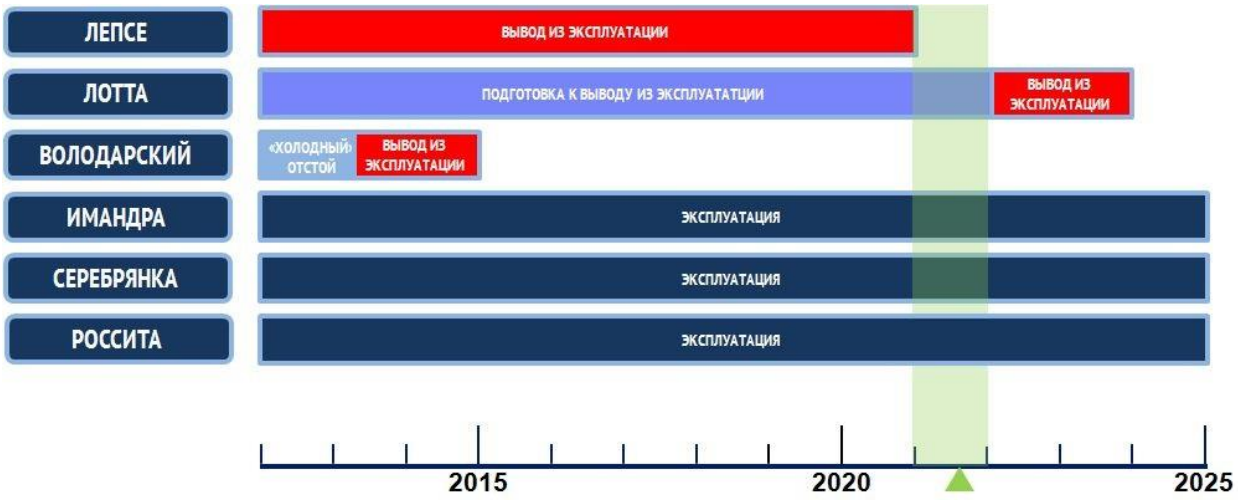



Рис. 5 – График вывода из эксплуатации судов АТО ФГУП «Атомфлот»

**Основные положения нормативных и программных документов по выводу из эксплуатации судов с ЯЭУ и АТО**

При выводе из эксплуатации судов с ЯЭУ и АТО должны выполняться требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [2], норм радиационной безопасности [3] и основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности [4], а также требования в части обращения с жидкими, твердыми и газообразными радиоактивными отходами, которые регулируются следующими документами [5], [6] и [7].

Согласно НП-037-11 [2], меры по обеспечению безопасности должны быть предприняты в ходе всего жизненного цикла судов с ЯЭУ, включая этап проектирования, эксплуатации и вывода из эксплуатации. Данные меры направлены на выполнение принципов непревышения регламентируемых доз облучения персонала и населения, норматива по выбросу и сбросу РВ, минимизации количества и объема образующихся РАО, а также исключение повторного применения материалов, имеющих уровни радиоактивного излучения или содержащих радионуклиды активностью выше установленных пределов.

Согласно НП-037-11 [2], в проекте атомного судна должна содержаться в том числе концепция вывода из эксплуатации атомного судна с описанием возможных вариантов, включающая описание возможных переходов от одного варианта к другому.

В 2013 году Госкорпорацией «Росатом» утверждена концепция [8], разработанная АО «НИПТБ «Онега». В рамках концепции рассмотрены все возможные варианты вывода из эксплуатации АЛ проекта 1052 и судов АТО с учетом технологических возможностей предприятий-исполнителей работ Арктического региона.

Величина активности, локализация ее в материалах конструкций и оборудования, жидких и твердых отходах, а также дозовые нагрузки на персонал зависят от принятых конструктивных решений и, соответственно, обуславливают различный подход к выводу из эксплуатации.

Согласно положениям концепции по утилизации судов с ЯЭУ и судов АТО [8] в России принята схема «отложенной» утилизации, состоящая из следующих этапов: вывода из состава атомного флота, отстоя, выгрузки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и обращения с ним, вырезки РП, формирования неплавучего блока (РБл), формирования блок-упаковки (БУ) ХОЯТ, формирования упаковок с твердыми радиоактивными отходами (ТРО), утилизации носовых и кормовых оконечностей корпусов, транспортирования ОЯТ

и радиоактивных отходов (РАО). Сформированный РБл подлежит длительной выдержке (около 70 лет).

По результатам анализа существующего опыта вывода из эксплуатации судов АТО гражданского флота, технического состояния АЛ, наличия необходимой инфраструктуры и ресурсов в Арктическом регионе в концепции 2013 года были определены следующие варианты формирования РБл по категориям:

– РБл, ограниченный поперечными водонепроницаемыми переборками и конструкциями защитного ограждения ЯЭУ;

– РБл, сформированный путем вырезки блока атомной паропроизводящей установки (АППУ) в составе бака железоводной защиты (БЖВЗ);

– РБл, сформированный путем выгрузки АППУ из БЖВЗ и загрузки в специальный защитный контейнер;

– плавучий блок (ПРБл), ограниченный поперечными водонепроницаемыми переборками.

Организационно-технологическая схема вывода из эксплуатации судов с ЯЭУ в соответствии с концепцией 2013 года и рядом других документов [2], [3], [4] представлена на рисунке 6.

Рис. 6 – Организационно-технологическая схема вывода из эксплуатации судов с ЯЭУ

Согласно концепции по утилизации судов с ЯЭУ и судов АТО атомного технологического обслуживания [8] выделено три варианта вывода из эксплуатации судов АТО:

– формирование БУ в виде цельного корпуса судна для длительного хранения в пункте долговременного хранения (ПДХ) РО «Сайда» (ПДХ РО «Устричный»);

– формирование раздельных БУ для длительного хранения на ПДХ РО «Сайда» (ПДХ РО «Устричный»);

– полная утилизация корпусных конструкций, систем и оборудования с размещением всех образующихся твердых радиоактивных отходов в защитные контейнеры.

Общий вид БУ судна АТО по варианту 2 приведен на рисунке 7.

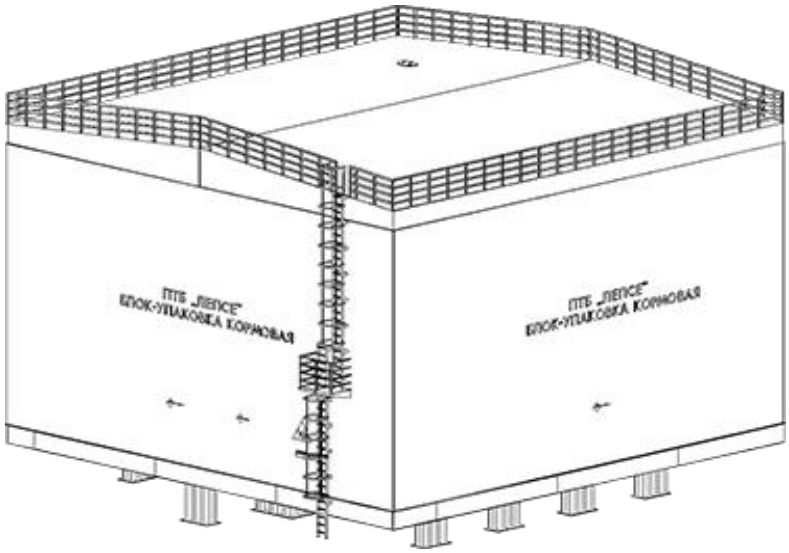


Рис. 7 – Общий вид блок-упаковки судна АТО по варианту 2

Организационно-технологическая схема вывода из эксплуатации судов АТО представлена на рисунке 8.

Рис. 8 – Организационно-технологическая схема вывода из эксплуатации судов АТО

Предпочтительный вариант вывода из эксплуатации должен удовлетворять следующим условиям:

- снижение риска радиоактивного загрязнения окружающей среды;
- приведение РАО в безопасное для населения и окружающей среды состояние;
- минимальные стоимость и продолжительность проведения работ по утилизации, а также отложенных затрат на дальнейшее содержание блоков упаковок.
- снижение дозовых нагрузок на персонал;
- снижение рисков невыполнения работ.

В 2016 году Госкорпорацией «Росатом» выполнен пересмотр концепции 2013 года, результатом которого стало утверждение новой версии концепции (редакция 2016 года) [9].

В новой редакции вывод из эксплуатации судна с ЯЭУ осуществляется путем выгрузки оборудования АППУ с последующей загрузкой в сформированную блок-упаковку. Концепция допускает возможность выведения корпуса выведенного из эксплуатации судна с ЯЭУ из категории радиационных источников с последующей реализацией потенциальному потребителю. Сравнение преимуществ и недостатков двух концепций представляет интерес после реализации одного из проектов вывода из эксплуатации АЛ.

**Основные положения нормативных и программных документов по утилизации кораблей и судов ВМФ**

При разработке документации в обеспечение вывода из эксплуатации судов с ЯЭУ и судов АТО учитывался опыт утилизация кораблей и судов ВМФ [10]. Утилизация проводится в соответствии с основными положениями [11], а также требованиями в части обращения с ЖРО, ТРО и ГРО, которые регулируются в СП 2.6.1.2612-10 и СанПиН 2.6.1.2523-09 [4] и [3].

За основу утилизации кораблей и судов ВМФ принята концепция [11]. В соответствии с ней реакторные отсеки (помещения), в которых размещена АППУ утилизируемых АПЛ, надводных кораблей с ЯЭУ, как содержащие радиационно-опасное оборудование, подлежат вырезке, специальной подготовке и постановке на долговременное хранение в региональном ПДХ РО для обеспечения их длительной выдержки (ориентировочно 70 лет после остановки реактора).

В результате полученного опыта утилизации АПЛ для НК с ЯЭУ были определены следующие варианты утилизации:

– поэлементный демонтаж оборудования АППУ из кессонов бака ЖВЗ НК с ЯЭУ и загрузка демонтированного оборудования в сформированную блок-упаковку (БУ), соответствующую требованиям, предъявляемым к блокам, размещаемым в ПДХ РО;

– формирование БУ с положительной плавучестью из помещений АППУ путем вырезки отсека ППУ;

– формирование БУ путем выгрузки из помещений АППУ реакторной установки в составе БЖВЗ и формирование на твердом основании БУ, соответствующей требованиям, которые предъявлены к блокам, размещаемым в ПДХ РО «Сайда».

Получен положительный опыт первого этапа утилизации НК с ЯЭУ «Урал» в Дальневосточном регионе в плавучем доке АО «30 СРЗ» [11]. Утилизация НК в Арктическом регионе не выполнялась.

**Заключение**

Реализация проектов вывода из эксплуатации объектов «ядерного наследия» находится в стадии практической реализации.

Концепции утилизации и вывода из эксплуатации судов и кораблей с ЯЭУ направлены на обеспечение радиационной безопасности, непревышение регламентируемых доз облучения персонала и населения, минимизацию количества и объема образующихся РАО.

При выборе концептуальных решений учитываются технологические особенности существующей промышленной инфраструктуры, природные особенности Арктического региона.

Опыт вывода из эксплуатации должен быть учтен при проектировании новых средств освоения Арктики, использующих ядерную энергетику.

**Литература**

1. Захарчев А.А., Итоги реализации федеральной целевой программы 2011-2020 гг. по комплексной утилизации АПЛ и реабилитации радиационно опасных объектов Северо-запада России: Комплексная утилизация АПЛ. URL: http://nuclear-submarine-decommissioning.ru/node/1368 (дата обращения: 30.09.2021).

2. НП-037-11 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила безопасности при выводе из эксплуатации судов и иных плавсредств с ядерными установками и радиационными источниками. М., 2011. – 10 с.

3. СанПиН 2.6.1.2523-09 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Санитарные правила и нормативы. М., 2009. – 119 с.

4. СП 2.6.1.2612-10 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). Санитарные правила и нормативы. М., 2010. – 94 с.

5. НП-019-15 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности. М., 2015. – 11 с.

6. НП-020-15 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности. М., 2015. – 6 с.

7. НП-021-15 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности. М., 2015. – 5 с.

8. «Концепция по утилизации судов с ядерными энергетическими установками и судов атомного технологического обслуживания (атомные ледоколы «Арктика», «Сибирь», плавтехбаза «Лотта»)», утвержденная приказом Госкорпорации «Росатом» от 11.01.2013 № 1/3-П.

9. «Концепция утилизации судов с ядерными энергетическими установками (атомные ледоколы проекта 1052,10521) и судов атомного технологического обслуживания», утверждена приказом Госкорпорации «Росатом» от 13.01.2016 № 1/12-П.

10. Никитин В.С., Куликов К.Н. Участие АО «ОСК» в решении проблем утилизации АПЛ и других ядерно опасных объектов// Материалы 9-го информационного рабочего семинара «Итоги реализации федеральной целевой программы по комплексной утилизации АПЛ в период 2010–2020 гг. и результаты международного сотрудничества по повышению ядерной и радиационной безопасности на Северо-западе России»: Комплексная утилизация АПЛ. URL: http://nuclear-submarine-decommissioning.ru/node/1368 (дата обращения: 30.09.2021).

11. ГОСТ РВ 50811-2006 Утилизация кораблей и судов ВМФ. Основные положения. – М.: Стандартинформ, 2006. – 15 с.

12. Куликов К.Н., Лодочников С.В., Бородин М.В., Чертов А.Н. Аспекты утилизации надводных кораблей с ядерной энергетической установкой в Приморском

крае // Труды Крыловского государственного научного центра. 2020. Т. 3, № 393. С. 121–132. DOI: 10.24937/2542-2324-2020-3-393-121-132.

# МОНИТОРИНГ РАДИАЦИОННОЙ ОБСТАНОВКИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО КОРПУСА «Б» АО «ВНИИНМ»

*Кузнецов А.Ю. (СГИК Росатома, г. Москва), Анциферова Е.Ю., Белоусов С.В., Хлебников С.В. (АО «ВНИИНМ», г. Москва), Бочаров К.Г. (Госкорпорация «Росатом», г. Москва)*

Особое внимание при проведении работ на объектах использования атомной энергии (ОИАЭ) уделяется мониторингу радиационной обстановки, государственный контроль за радиационной обстановкой в районах размещения ОИАЭ возложен на Госкорпорацию «Росатом». Основной целью мониторинга радиационной обстановки являются регулярные наблюдения за радиационной обстановкой в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения, своевременное выявление ее изменений, прогноз и минимизация негативных последствий радиационного воздействия для населения и окружающей среды [1]. Мониторинг радиационной обстановки должен осуществляться на всех этапах жизненного цикла ОИАЭ [2]. Вывод из эксплуатации является завершающей стадией жизненного цикла ОИАЭ, состав и частота радиоактивных выбросов в результате проведения работ по выводу из эксплуатации будут меняться с течением времени и в конечном итоге прекратятся. В том же время, проведение работ по дезактивации, демонтажу, обращению с отходами, являющихся неотъемлемой частью вывода из эксплуатации, может приводить к выбросам радиоактивных веществ. Также при проведении работ по выводу из эксплуатации вероятно появление поверхностных рассредоточенных источников радиоактивных загрязнений, которые сложно контролировать, поэтому мониторинг окружающей среды приобретает дополнительное значение.

В случае проведения работ по выводу из эксплуатации на площадке АО «ВНИИНМ» имеют место следующие ее особенности [3]:

– - расположение площадки в черте плотной городской застройки города Москвы;

– - санитарно-защитная зона (СЗЗ) предприятия ограничена его периметром;

– - основным загрязнителем являются изотопы трансурановых радионуклидов (плутоний, америций).

Эти особенности накладывают самые жесткие требования к проведению работ по выводу из эксплуатации в АО «ВНИИНМ» и делают качественный мониторинг радиационной обстановки обязательным условием при проведении работ по выводу из эксплуатации.

Вывод из эксплуатации корпуса «Б» осуществлялся в 3 этапа: подготовительный, основной и заключительный [4]. На подготовительном этапе (2013г) была создана инфраструктура для проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б», включая дополнительную систему контроля радиационной безопасности.

Основной этап (2013-2014гг) включал дезактивацию и демонтаж технологического оборудования, трубопроводов, инженерных коммуникаций, дезактивацию строительных конструкций корпуса, удаление отходов.

На заключительном этапе (2015г) проводился демонтаж строительных конструкций и фундамента здания, реабилитация площадки расположения исследовательского корпуса «Б».

До начала работ по выводу из эксплуатации корпуса Б в АО «ВНИИНМ» дополнительно к существующей системе радиационного контроля, была создана и введена в эксплуатацию автоматизированная система контроля радиационной обстановки (АСКРО). Система состоит из:

– - стационарного автоматического поста метеонаблюдения на территории института для измерения температуры, силы и направления ветра, давления и влажности воздуха;

– - набора стационарных датчиков для контроля мощности экспозиционной дозы (МЭД) гамма-излучения;

– - автоматизированных устройств контроля выбросов систем специальной вентиляции;

– - локальной системы контроля радиационной обстановки при обращении с РАО на радиационно-опасных объектах;

– - устройства обработки и хранения информации (реализованы на базе программного обеспечения (ПО) Windows XP Embedded, в качестве специализированного ПО использованы программы: DAP с протоколом обмена информацией в инструментальных сетях DiBUS, Post).

Для контроля радиационной обстановки на территории предприятия, прилегающей территории корпуса Б и контроля выбросов газоочистной системы специальной

вентиляции корпуса Б использовалось оборудование подсистемы АСКРО промплощадки № 1 ВНИИНМ.

Контроль радиационной обстановки на территории предприятия обеспечивают стационарные блоки детектирования контроля МЭД гамма-излучения (ДБГ-С11Д исп. 01, 14 блоков по территории промплощадки №1 ВНИИНМ, из них 8 – в зоне, непосредственно прилегающей к корпусу Б). Блоки выполняли непрерывные измерения МЭД гамма-излучения в диапазоне от 0,1 мкЗв/ч до 10 мЗв/ч. Время измерения составляло 10 секунд. Схема расположения элементов АСКРО, непосредственно используемых для мониторинга источника выброса «корпус «Б» представлена на рисунке 1.

Контроль выбросов системы специальной вентиляции корпуса Б обеспечивала стационарная установка для измерения объемной радиоактивности воздуха УДА-1АБ, установленная в помещении вентиляционной камеры корпуса Б. Установка обеспечивала непрерывный контроль объемной радиоактивности альфа- и бета-активных аэрозолей в выбросе в диапазоне от $10^{-2}$ до $2\times10^{5}$ Бк/м$^3$ (по альфа-активным аэрозолям) и от $10^{-1}$ до $10^{6}$ Бк/м$^3$ (по бета-активным аэрозолям). Время измерения проб составляет 100 секунд. Результаты измерений сохранялись в базе данных сервера АСКРО. Подсистема АСКРО промплощадки № 1 эксплуатировалась в непрерывном режиме.

Для контроля радиационной обстановки также использовалась мобильная система АСКРО, включающая:

– - набор блоков детектирования для контроля МЭД гамма-излучения ДБГ-С11Д (4 шт.);

– - установка для измерения объемной радиоактивности воздуха УДА-1АБ (1 шт.);

– - автоматизированное рабочее место для диспетчеризации проводимых радиационно-опасных работ на базе переносного персонального компьютера.

Мобильная подсистема АСКРО использовалась в режиме периодической эксплуатации, при этом проводилась ее «подстройка» для обеспечения безопасности различных технологических работ при выводе из эксплуатации корпуса.

На подготовительном этапе вывода из эксплуатации корпуса Б создана дополнительная система контроля радиационной безопасности, фактически являвшаяся временной дополнительной АСКРО, но не передающей, согласно проектным решениям, данные в ситуационно-кризисный центр Росатома, в составе: 40 блоков детектирования гамма излучения БДКГ-02, расположенных по периметру площадки проведения работ по выводу из эксплуатации исследовательского корпуса Б и выведенных на пульт

управления, располагавшийся в пристройке к корпусу Б. После демонтажа электрических коммуникаций корпуса Б, перед демонтажем строительных конструкций, управляющий пульт системы перемещен в прорабскую на территории площадки вывода корпуса Б.

Мониторинг радиационной обстановки, при выводе из эксплуатации корпуса «Б», виды дозиметрических измерений, их периодичность, методическое обеспечение измерений и контрольные уровни радиационных параметров устанавливались в соответствии с требованиями следующих документов «Программа радиационного контроля. Контрольные уровни радиационных параметров при реализации проектных работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ», «Интегрированная система менеджмента. Инструкция. Процедура радиационного контроля при выводе из эксплуатации корпуса «Б» ОАО ВНИИНМ», частной программой «Объектовый мониторинг состояния недр при выводе из эксплуатации исследовательского корпуса «Б» ОАО «ВНИИНМ».

Программой радиационного контроля предусматривалось выполнение комплекса дозиметрических измерений для получения информации:

– - о радиационной обстановке в корпусе «Б» и на прилегающей территории;

– - о радиационной обстановке в окружающей среде в границах санитарно-защитной зоны ОАО «ВНИИНМ».

Во время работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б» производился своевременный сбор, анализ, обмен информацией о радиационной обстановке и ее предоставление по требованию в надзорные органы. Сбор и анализ информации осуществлялся в соответствии графиками проведения измерений и включал обработку

– данных, поступающие с постов контроля АСКРО (основная и мобильные подсистемы);

– данных поступающих из системы контроля радиационной безопасности, смонтированной для проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса Б;

– данных об удельном содержании радионуклидов в составе грунтовых вод в системе объектного мониторинга недр предприятия [5];

– данных об удельном содержании радионуклидов в сбросах и выбросах;

– результатов измерений содержания радионуклидов в компонентах природной среды.

Результаты работы стационарной АСКРО и ее мобильной подсистемы приведены в таблице 1. Стационарная АСКРО функционировала в штатном режиме все время

проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса «Б». При проведении особо сложных работ мониторинг радиационной обстановки дополнительно осуществлялся при помощи мобильной АСКРО. В 2013 году мобильная АСКРО была задействована в течение 164 дней для проведения измерений при демонтаже большого радиохимического стенда, демонтаже оборудования в помещениях корпуса, удаления химических реактивов с истекшим сроком годности.

В 2014 году мобильная АСКРО использовалась в течение 86 дней для проведения мониторинга при удалении химических реактивов с истекшим сроком годности из помещений корпуса, демонтаже систем специальной канализации корпуса. Для дополнительного контроля радиоактивного загрязнения воздуха, направляемого на очистку и подтверждения эффективности работы системы газоочистки мобильная АСКРО была задействована в вентиляционном канале до системы фильтров газоочистки.

После демонтажа линий электропитания стационарного поста контроля АСКРО для измерения объемной радиоактивности аэрозолей в выбросах мобильная система АСКРО была перемещена на место стационарного поста и до окончания работ по демонтажу системы вентиляции использовалась для контроля содержания радиоактивных веществ в выбросах вентиляционной системы корпуса Б. Всего для контроля выбросов в вентиляционном канале мобильная АСКРО использовалась в течение 168 суток (рисунок 2).

В 2015г мобильная АСКРО использовалась для мониторинга радиационной обстановке при ликвидации 16 участков радиоактивного загрязнения в несущих строительных конструкциях, подробно описанных в работе [4], и удаления радиоактивно-загрязненных инженерных коммуникаций после демонтажа корпуса в течение 75 дней.

При демонтаже строительных конструкций, для исключения попадания пыли в окружающую среду, использованы пассивные и активные системы обеспечения безопасности. Согласно проектным решениям, перед демонтажем корпус Б обтягивался защитным каркасом («кокономм») из металлизированного полипропиленового покрытия – пассивный барьер безопасности (рисунок 3). При проведении работ по демонтажу строительных конструкций для исключения образования аэрозолей применялись водные пылеподавляющие системы (рисунок 4), показавшие высокую эффективность. Необходимо отметить, что практически все работы по демонтажу строительных конструкций производились в отсутствии радиоактивных загрязнений.

Использование стационарного и мобильного постов АСКРО для контроля газоочистки позволило в процессе проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса Б

иметь оперативные данные об удельном содержании радионуклидов в сбросах и выбросах в воздушный бассейн, а также доказывать эффективность ее работы. Пример результатов измерений объемной активности воздуха до и после фильтров газоочистки приведен в таблице 2.

В таблице 2 также приводится информация о работе поста мобильной АСКРО, использованного для мониторинга концентрации радиоактивных веществ в вентиляционном канале после системы фильтров после демонтажа стационарного поста АСКРО. Использование для проведения контроля мобильного поста АСКРО позволило осуществлять непрерывный мониторинг содержания радиоактивных веществ в выбросах на протяжении всего времени использования стационарной системы вентиляции при выводе из эксплуатации корпуса Б.

Проведение работ по выводу из эксплуатации исследовательского корпуса Б не привело к увеличению выбросов радионуклидов сверх установленных предельно допустимых выбросов для предприятия.

Локальная система контроля радиационной безопасности (локальная АСКРО), непосредственно созданная для проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса Б, функционировала на всем протяжении работ и была демонтирована после засыпки котлована корпуса Б. Данные получаемые при ее использовании, были интегрировались в систему мониторинга радиационной обстановки и визуализировались в виде табличных данных и графика изменения МЭД $\gamma$-излучения в течение суток (см. рисунок 3).

Наличие данных двух независимых систем контроля позволило осуществлять параллельный мониторинг радиационной обстановки и гарантировать его эффективность в случае отказа одной из систем.

Другим направлением мониторинга радиационный обстановки при выводе из эксплуатации корпуса Б явилось развертывание системы объектового мониторинга состояния недр (ОМСН) [5]. Целью ОМСН являлось получение достоверной информации о воздействии мероприятий, осуществляемых при выводе из эксплуатации исследовательского корпуса «Б» АО «ВНИИНМ» на состояние недр, текущая оценка и прогноз радиоэкологической обстановки при выводе из эксплуатации исследовательского корпуса «Б», информационное обеспечение управляющих решений по реализации природоохранных мероприятий с использованием современных методов обработки и обобщения результатов наблюдений.

ОМСН при выводе из эксплуатации исследовательского корпуса «Б» должен был обеспечивать решение следующих задач:

– - оценка качества подземных вод и выявление в пределах СЗЗ предприятия свойственных исследовательскому корпус Б радиоактивных элементов;

– - оценка соответствия качества подземных вод действующим нормативам по радиоактивным веществам;

– - обоснование мероприятий по обеспечению экологической безопасности и охраны недр, предотвращению или снижению негативного воздействия техногенных процессов (демонтаж здания корпуса Б);

– - информационное обеспечение запросов о состоянии подземных вод;

– - осуществление оценки эффективности мероприятий, направленных на снижение воздействия деятельности по выводу из эксплуатации корпуса «Б» на подземные воды.

Пунктами наблюдения ОМСН при выводе из эксплуатации корпуса Б являлись три наблюдательные скважины: № 1-14 (глубина: 14,8 м), № 2-14 (глубина: 15,8 м), наблюдательная скважина № 3-14 (глубина: 14,8 м).

Результаты мониторинга недр проводимого на протяжении работ по выводу из эксплуатации корпуса Б показали, что:

– - суммарная β-активность грунтовых вод составляет 0,61 – 0,66 Бк/дм$^3$ и не превышает значение показателя радиационной безопасности для питьевых вод [6]. Содержание $^{90}$Sr (≤0,3 Бк/дм$^3$) и $^{137}$Cs (≤0,5 Бк/дм$^3$) в воде наблюдательных скважин ниже минимально измеряемой удельной активности;

– - суммарная α-активность грунтовых вод 0,88 – 1,09 Бк/дм$^3$ превышает норматив (0,2 Бк/кг) в 4 – 5 раз. Сравнение удельной активности α-излучающих радионуклидов с соответствующим уровнем вмешательства показало, что радиоактивное загрязнение подземных вод отсутствует, поскольку выполняется условие $\sum A_i / УВ_i \leq 1$ при совместном присутствии естественных и техногенных радионуклидов;

– - радиоактивность вод верховодки соответствует требованиям радиационной безопасности для питьевой воды: удельная активность радионуклидов ниже предела обнаружения;

– - содержание химических компонентов в подземных водах не превышает предельно допустимой концентрации для питьевой воды [7].

Более подробно об объектном мониторинге состояния недр при выводе из эксплуатации корпуса «Б» изложено в статье [5].

Отдельной задачей являлся мониторинг содержания радионуклидов в техногенных объектах АО «ВНИИНМ» и компонентах природной среды на территории предприятия и вне его периметра.

Измерения содержания радионуклидов осуществлялись лабораториями радиационного контроля АО «ВНИИНМ» (аттестат аккредитации № САРК RU.0001.443193), радиационного контроля радиоактивных отходов (аттестат аккредитации № РОСС.RU.0001.21РК24) в соответствии с программой радиационного контроля при выводе из эксплуатации корпуса Б. Контролируемые параметры, периодичность и количественные показатели контроля параметров окружающей среды приведены в таблице 3.

Для проведения мониторинга радиационной обстановки на площадке вывода из эксплуатации корпуса Б и вне санитарно-защитной зоны привлекалась экспертная организация ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, которой проводились исследования радиационной обстановки на площадке ВНИИНМ и прилегающей территории до начала демонтажа строительных конструкций корпуса Б [8].

Проведены исследования проб снега в 16 точках (3 на территории ВНИИНМ, 9 за пределами предприятия по его периметру, 4 на территории района «Щукино»). Фильтраты и осадки, полученные при переводе проб снежного покрова в жидкое состояние, были проанализированы на содержание γ-излучающих радионуклидов с помощью гамма-спектрометра и на содержание изотопов плутония с применением методов радиохимического выделения. Результаты исследований показали, что в точках на территории ВНИИНМ содержание радионуклидов в снежном покрове меньше уровня вмешательства, в точках вне санитарно-защитной зоны предприятия радионуклиды не обнаружены. Результаты проведенных исследований оценены как «фоновые» значения перед вскрытием периметра корпуса Б, являвшегося барьером безопасности, и проведением работ по его демонтажу.

Проведение мониторинга радиационной обстановки на всем протяжении работ по демонтажу строительных конструкций корпуса Б – исследование выпадений, отбор проб травы, листьев, грунта, воздуха показало отсутствие превышения минимально значимой активности радионуклидов в пробах [9].

**Заключение**

Во время проведения работ по выводу из эксплуатации исследовательского корпуса Б АО «ВНИИНМ», реализован комплекс мероприятий по осуществлению

мониторинга радиационной обстановки. Для проведения мониторинга радиационной обстановки были задействованы система АСКРО предприятия, мобильная система АСКРО, система контроля радиационной обстановки (временная система АСКРО), созданная для вывода из эксплуатации корпуса Б, что позволило проводить трехступенчатый контроль, объектовая система мониторинга недр. Силами лабораторий радиационного контроля с привлечением ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России проведены исследования радиационной обстановки на площадке ВНИИНМ и прилегающей территории. Использование при проведении работ по выводу из эксплуатации мобильной системы АСКРО позволило обеспечить системой мониторинга наиболее радиационно-опасные работы, использовать мобильную систему там, где применение стационарных систем невозможно. Результаты мониторинга радиационной обстановки показали, что проведение работ по выводу из эксплуатации радиоактивно загрязненного корпуса Б не оказало влияния на население и окружающую среду.

**Литература**

1. Постановление правительства РФ от 10.07.2014г №639 «О государственном мониторинге радиационной обстановке на территории Российской Федерации. М, 2014 – 8 с.

2. Мониторинг окружающей среды и источников для целей радиационной защиты. Руководство по безопасности № RS-G-1.8. – Вена, МАГАТЭ, 2016. - 168 с.

3. Суханов Л.П., Кузнецов А.Ю., Черников М.А., Воронько И.Г. «Ликвидация «ядерного наследия» ВНИИНМ». – Безопасность окружающей среды, 2013, №3-4, с. 95 – 99.

4. Кузнецов А.Ю., Белоусов С.В., Савин С.К. и др. Основные результаты вывода из эксплуатации исследовательского корпуса Б АО «ВНИИНМ». – Атомная энергия, 2017, т. 123, вып.4, с. 210 – 216.

5. Анциферова Е.Ю., Кузнецов А.Ю., Кочергина Н.В. «Оценка воздействия исследовательского корпуса Б АО «ВНИИНМ» на недра при выводе из эксплуатации». – Атомная энергия, 2016, т. 120, вып.3, Стр. 159-161.

6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарные правила и нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.

7. Питьевая вода. Гигиенические требования к качеству воды централизованных систем питьевого водоснабжения. Контроль качества. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы СанПиН 2.1.4.1074-01. – М., Минздрав России, 2002. – 62 с.

8. Шинкарев С.М., Цовьянов А.Г. Экспертное сопровождение исследований радиационных параметров в корпусе Б и на прилегающей территории, включая контрольные измерения радиационных параметров до начала проведения работ по демонтажу строительных конструкций корпуса Б АО «ВНИИНМ». – Отчет, М.: 2015, 44 с.

9. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010): Санитарные правила и нормативы. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. – 83 с.

Таблица 1. Результаты работы стационарной системы АСКРО и ее мобильной подсистемы.

| Контролируемый параметр | Количество измерений за сутки | Общее количество измерений | | |
|---|---|---|---|---|
| | | 2013г | 2014г | 2015г |
| Подсистема АСКРО промплощадки № 1 | | | | |
| МЭД гамма-излучения (14 точек измерений) | 120 960 | 26 732 160 | 44 150 400 | 41 610 240 |
| Объемная радиоактивность альфа-активных аэрозолей в выбросах (1 точка измерения) | 864 | 190 944 | 205 632*) | - |
| Объемная радиоактивность бета-активных аэрозолей в выбросах (1 точка измерения) | 864 | 190 944 | 205 632*) | - |
| Мобильная подсистема АСКРО | | | | |
| МЭД гамма-излучения (4 точки измерения) | 34560 | 5 667 840 | 8 778 240 | 2 592 000 |
| Объемная радиоактивность альфа-активных аэрозолей в выбросах (1 точка измерения) | 86 | 14 104 | 21 844 | 6 450 |
| Объемная радиоактивность бета-активных аэрозолей в выбросах (1 точка измерения) | 86 | 14 104 | 21 844 | 6 450 |

*) стационарный пост контроля АСКРО эксплуатировался до 25.08.2014 г. В дальнейшем установка была отключена в связи с демонтажем кабельных линий корпуса «Б».

Таблица 2. Результаты измерений объемной активности воздуха до и после фильтров газоочистки в вентиляционном канале.

| дата | Среднесуточные данные | | Максимальный выброс | |
|---|---|---|---|---|
| | Сумма альфа, бк/м$^3$ | Сумма бета, бк/м$^3$ | Сумма альфа, бк/м$^3$ | Сумма бета, бк/м$^3$ |
| Измерения после фильтров газоочистки (пост стационарной АСКРО) | | | | |
| 22.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| 23.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| 24.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| 25.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| 26.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| Измерения до фильтров газоочистки (пост мобильной АСКРО) | | | | |
| 22.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | 0,001 | < 0,01 |
| 23.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| 24.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | 0,001 | < 0,01 |
| 25.07.2014 | < 0,001 | < 0,01 | 0,003 | < 0,01 |
| 26.07.2014 | 0,001 | < 0,01 | 0,001 | < 0,01 |
| Измерения после фильтров газоочистки (пост мобильной АСКРО) | | | | |
| 07.11.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| 08.11.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| 09.11.2014 | < 0,001 | < 0,01 | < 0,001 | < 0,01 |
| 10.11.2014 | < 0,001 | < 0,01 | 0,0012 | < 0,01 |

Таблица 3. Мониторинг радиационной обстановки в техногенных объектах АО «ВНИИНМ» и компонентах природной среды на территории предприятия.

| **Мониторинг радиационной обстановки** | **Контролируемый параметр** | **Периодичность контроля** | **Количество измерений при выполнении операции** | **Общее количество измерений за период проведения работ** |
|---|---|---|---|---|
| Контроль объемной активности аэрозолей в выбросах специальной вентиляции корпуса «Б» и приземном воздухе с территории внутри ограждения площадки по ВЭ корпуса «Б». | Объемная альфа- и бета-активность аэрозолей в воздухе. | 1 раз в 2 недели | 4 | 254 |
| Контроль мощности дозы гамма-излучения в контрольных точках по сетке с шагом 10 м на территории, прилегающей к корпусу «Б». | Мощность дозы гамма-излучения | 1 раз в 2 недели | 64 | 4064 |
| Контроль мощности дозы гамма-излучения и поверхностного загрязнения альфа- и бета- активными веществами в 11 контрольных точках на наружных поверхностях стен корпуса «Б». | Мощность дозы гамма-излучения.<br>Плотность потока альфа- и бета-частиц | ежедневно | 33 | 20922 |
| Контроль радиоактивного загрязнения в пробах окружающей среды | Удельная активность по альфа-, бета-излучающим нуклидам, МЭД γ-излучения. | | | |
| Атмосферные осадки | | 1 раз в 3 месяца | 3 | 33 |
| Грунт | | 1 раз в год | 3 | 9 |
| Растительность | | 1 раз в год | 3 | 9 |

Подписи к рисункам к статье «**Мониторинг радиационной обстановки при выводе из эксплуатации исследовательского корпуса «Б» АО «ВНИИНМ»** Кузнецов А.Ю., Анциферова Е.Ю., Белоусов С.В., Хлебников С.В., Бочаров К.Г.

Рис. 1. Элементы АСКРО, непосредственно используемые для мониторинга источника выброса – корпус «Б».

Рис. 2. Измерение содержания радионуклидов в вентиляционном канале после фильтрации аэрозолей (а- стационарный пост АСКРО, б- пост мобильной АСКРО).

Рис. 3. Защитный барьер при демонтаже строительных конструкций.

Рис. 4. Пылеподавление при демонтаже строительных конструкций.

Рис. 5. Графическое представление отчета о работе временной системы АСКРО (локальной системы КРБ) (пример за 18.02.2014г).

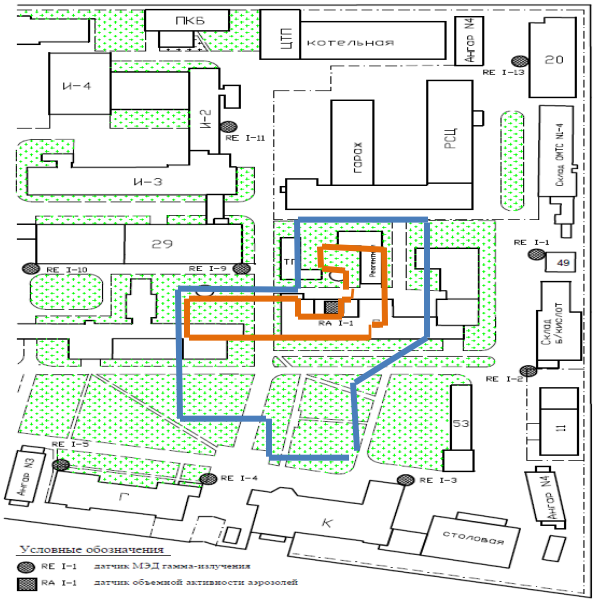



Рисунок 1.

Граница строительной площадки проведения работ по выводу из эксплуатации корпуса Б

Периметр здания корпуса Б

а б

Рисунок 2.

Рисунок 3.

Рисунок 4.

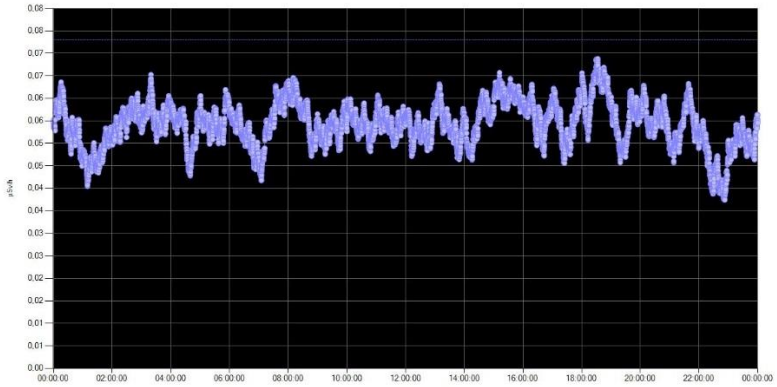


Рисунок 5.

При проведении работ по выводу из эксплуатации корпуса Б, находящегося в районе плотной жилой застройки города Москвы особое внимание было уделено осуществлению мониторинга радиационной обстановки. Для проведения мониторинга, дающего своевременную информацию о состоянии радиационной обстановки задействованы: АСКРО предприятия (осуществляла мониторинг весь период времени проведения работ по выводу из эксплуатации), мобильная система АСКРО, которая была задействована при проведении наиболее ответственных работ, а также осуществляла дополнительные измерения в вентиляционном канале корпуса Б в течение 168 суток. АСКРО в автоматическом режиме произведено 112 492 800 измерений МЭД γ-излучения, 793 152 измерений концентрации аэрозолей, содержащих α, β-излучающие радионуклиды. Мобильной системой АСКРО произведено 17 038 080 измерений МЭД γ-излучения,

84 796 измерений концентрации аэрозолей, содержащих α, β-излучающие радионуклиды. Осуществлялся мониторинг радиационной обстановки в техногенных объектах АО «ВНИИНМ» и компонентах природной среды на территории предприятия (территория площадки проведения работ, воздуха, растительность, грунт, снежный покров) и вне его.

# СИСТЕМНЫЙ ПОДХОД К ОРГАНИЗАЦИИ РАБОТ ПО ПОВЫШЕНИЮ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА ОБЪЕКТАХ РАН

*Ильющенко Г. Э.*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

В последние десятилетия в области радиационной безопасности существенное место занимали вопросы, связанные с ядерным наследием. Для решения накопившихся проблем в соответствии с поручением Президента РФ от 16.03.2006г. была разработана Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года». В нее впервые были включены проблемы радиационной безопасности объектов РАН. С середины XX века около 150 институтов РАН исследовали и использовали в своей работе ядерные материалы и радиоактивные вещества, что привело к накоплению проблем в области радиационной безопасности: радиоактивное загрязнение помещений и территорий, неработоспособность спецсистем и т.д.. К 2008 г. в 78 организациях РАН требовалось проведение работ по исправлению сложившейся ситуации.

Решение проблем требовало четкого стратегического планирования с использованием современных методов и опыта выполнения подобных работ. В 2011 году в ИБРАЭ РАН был разработан «Стратегический план повышения радиационной безопасности объектов РАН» (СП РАН). В рамках разработки этого документа была собрана информация и проведен детальный анализ существующего состояния всех источников ядерной и радиационной опасности и систем обеспечения безопасности на объектах РАН, сформулирована конечная и промежуточные цели повышения РБ на объектах РАН, определены стратегии их достижения, разработана долгосрочная программа работ по реализации этих стратегий, обоснованы приоритеты реализации проектов, сделаны технико-экономические и временные оценки.

С 2009 года за 12 лет в соответствии с СП РАН и при финансировании из ФЦП ЯРБ-1 и 2 для повышения радиационной безопасности объектов РАН было реализовано более 650 проектов в 49 организациях РАН 16 регионах РФ. После объединение РАН, РАМН и РАСХН, по состоянию на 2021 год еще в 52 организациях РАН требуется проведение работ по повышению РБ. Финансирование работ оценивается примерно в 600 млн. рублей.

На сегодняшний день в ИБРАЭ РАН собрана и систематизирована информация о проблемах РБ в организациях РАН, выполняется этап проектирования актуальной базы данных о состоянии объектов и планируемых работах, которая позволит построить ИСУП (информационная система управления программой) для планирования и отслеживания деятельности по повышению безопасности персонала и улучшению РБ на объектах РАН на несколько десятков лет вперед, включая процедуру контроля реализации проектов и составления необходимой отчётности.

Опыт реализации Стратегического плана повышения радиационной безопасности на объектах РАН в 2011-2020 гг. показал эффективность решения проблемы программно-целевым методом. Дальнейшая разработка ИСУП, актуализация и реализация Стратегического плана до 2030 года позволит решить проблемы РБ, связанные с прошлой и настоящей деятельностью и усовершенствовать методологию повышения РБ на объектах РАН в будущем.

## Причины возникновения проблем в сфере РБ на объектах РАН

- **Изучение свойств и использование в работе широкой номенклатуры ядерных материалов и радиоактивных веществ более чем 150-ю институтами РАН в течение десятилетий.**
- **Резкое сокращение и остановка многих исследовательских программ РАН, прежде всего в ядерной области, в 90-е годы.**
- **Снижение финансирования, приведшее к прекращению работ по ликвидации ядерного наследия, к накоплению РАО, радиоактивному загрязнению оборудования, помещений и территорий.**
- **Ослабление внимания к вопросам радиационной безопасности в ходе внутреннего реформирования академии, объединения РАН с РАМН и РАСХН, а также в результате неоднократного изменения ведомственной подчиненности РАН и ее организаций.**

**В результате состояние ЯРБ на объектах РАН к началу 2000-х годов определялось следующими факторами:**

- **Отсутствие полной достоверной информации о состоянии объектов, связанных с ядерным наследием (хранилища РВ и РАО, помещения для работы с РВ и ИИИ, территории, инженерные спецсистемы).**
- **Радиационное загрязнение многих из них.**
- **Большое количество остановленных, но не выведенных из эксплуатации и не утилизированных радиационных установок.**
- **Вышедшие их строя инженерные спецсистемы.**
- **Не вывезенные с объектов и хранящиеся в неудовлетворительных условиях ТРО и ЖРО.**
- **Не отвечающие требованиям ФНП лабораторные помещения и т.д.**
- **Острая необходимость проведения на некоторых объектах неотложных работ для ликвидации радиационной опасности.**

## Объективные трудности решения проблем ядерного наследия РАН

- Большое число проблемных объектов (десятки).
- Географическое расположение объектов – вся территория РФ.
- Широкий спектр направлений научной деятельности учреждений РАН (физика, химия, энергетика, медицина, сельское хозяйство и т.д.).
- Большое разнообразие использующихся и хранящихся РВ и РАО.
- Сложная система административной подчиненности объектов.
- Разномасштабность объектов.
- Нахождение многих объектов в больших городах, часто - в их центральной части.
- Постоянное реформирование организационной структуры и т.д.

**Для решения проблем ядерного наследия в таких условиях требовался системный подход.**

**В качестве базового подхода к решению проблемы наследия был принят показавший свою практичность, эффективность и безопасность подход, использованный в комплексной утилизации списанных АПЛ, основой которого являются разработка, введение в действие и реализация:**

- **СМП (Стратегического Мастер-плана ) и**
- **ИСУП (Информационной системы управления проектом ).**

**Результаты реализации такого подхода для АПЛ:**

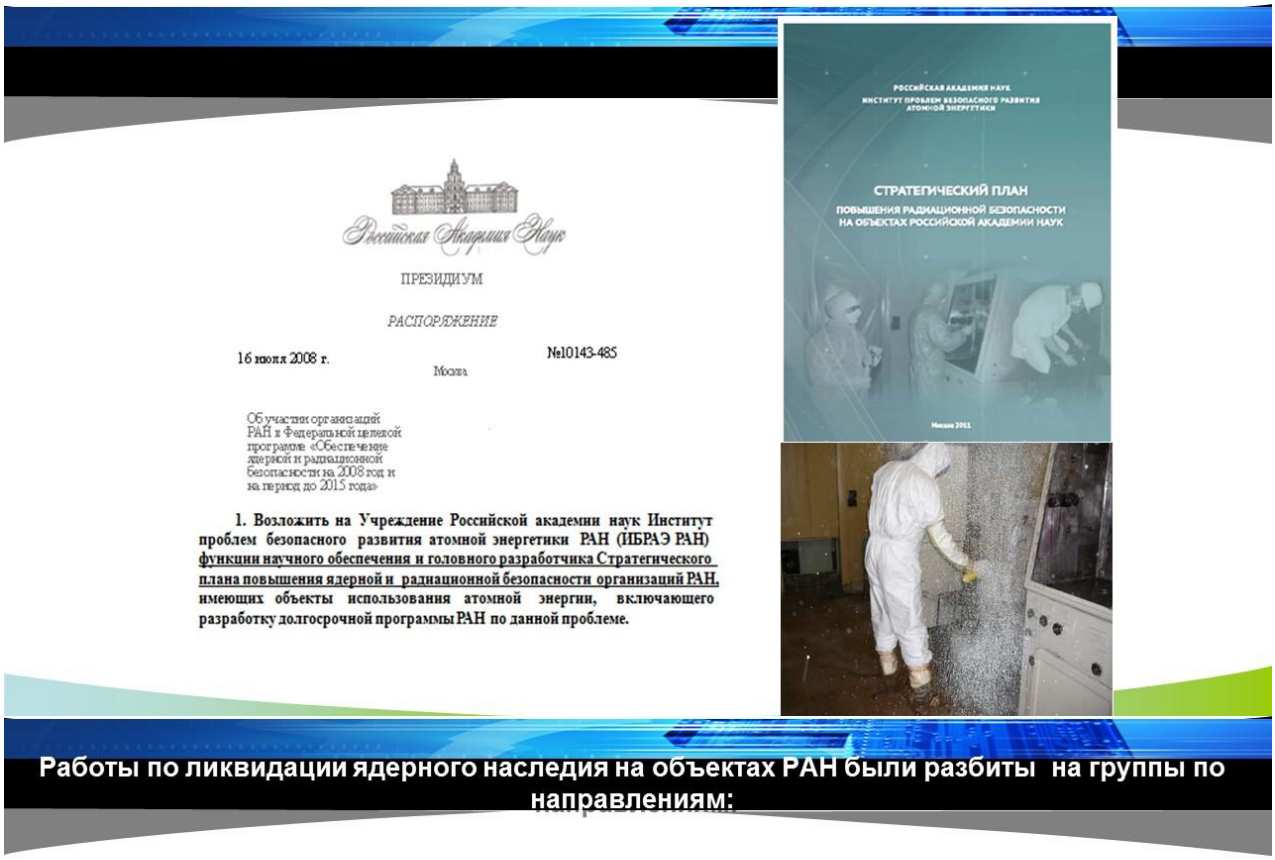
***- безопасно утилизировано более 200 АПЛ,***
***- всё ОЯТ АПЛ вывезено на переработку на «Маяк»,***
***- реабилитированы площадки бывших береговых баз,***
***- создана инфраструктура для хранения ОЯТ и РАО,***
***- разработаны технологии переработки дефектного и неперерабатываемого ОЯТ и т.д.***

**Поворотными моментами для реализации системного подхода к проблеме ядерного наследия на объектах РАН стали:**

**- Включение работ по повышению РБ и ликвидации ядерного наследия на объектах РАН в ФЦП ЯРБ – 2008.**

**- Распоряжение Президиума РАН 2008 года о поручении ИБРАЭ разработки «Стратегического плана повышения РБ на объектах РАН в 2008-2015 годах» (СП РАН).**

**- Начало разработки СП РАН и одновременное выполнение неотложных работ в рамках ФЦП ЯРБ.**



Российская Академия Наук

ПРЕЗИДИУМ

*РАСПОРЯЖЕНИЕ*

16 июля 2008 г. №10143-485

Москва

Об участии организаций РАН в Федеральной целевой программе «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»

1. Возложить на Учреждение Российской академии наук Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (ИБРАЭ РАН) функции научного обеспечения и головного разработчика Стратегического плана повышения ядерной и радиационной безопасности организаций РАН, имеющих объекты использования атомной энергии, включающего разработку долгосрочной программы РАН по данной проблеме.



**Работы по ликвидации ядерного наследия на объектах РАН были разбиты на группы по направлениям:**

- **Обследование и дезактивация помещений для работы и хранения ИИИ, РВ и РАО, обследование и реабилитация радиационно загрязненных территорий.**
- **Вывод из эксплуатации радиационных установок, подготовка к вывозу на захоронение отслуживших ИИИ и РАО.**
- **Приведение помещений для работы с ИИИ, РВ, РАО в соответствие с требованиями ФНП РФ.**
- **Модернизация обслуживающих инженерных спецсистем (спецвентиляции, спецканализации, биологической защиты).**
- **Модернизация систем радиационного и дозиметрического контроля.**
- **Модернизация систем физической и противопожарной защиты хранилищ и помещений для работы с ИИИ, РВ, РАО.**

**К настоящему моменту в рамках ФЦП ЯРБ в 59 организациях РАН в 21 субъекте РФ выполнены следующие работы:**

- **приведены в соответствие с требованиями ФНП РФ по РБ 201 помещение для работы и хранения ИИИ, РВ и РАО;**
- **отремонтированы и введены в строй системы спецвентиляии и спецканализации на 50 объектах;**
- **модернизированы системы радиационного и дозиметрического контроля на 64 объектах;**
- **разряжены и демонтированы 15 генерирующих и облучательных установок;**
- **подготовлены, вывезены с объектов и переданы на долговременное хранение в ФГУП «РосРАО» значительное количество ТРО, ЖРО, ЗРИ, ОРИ.**

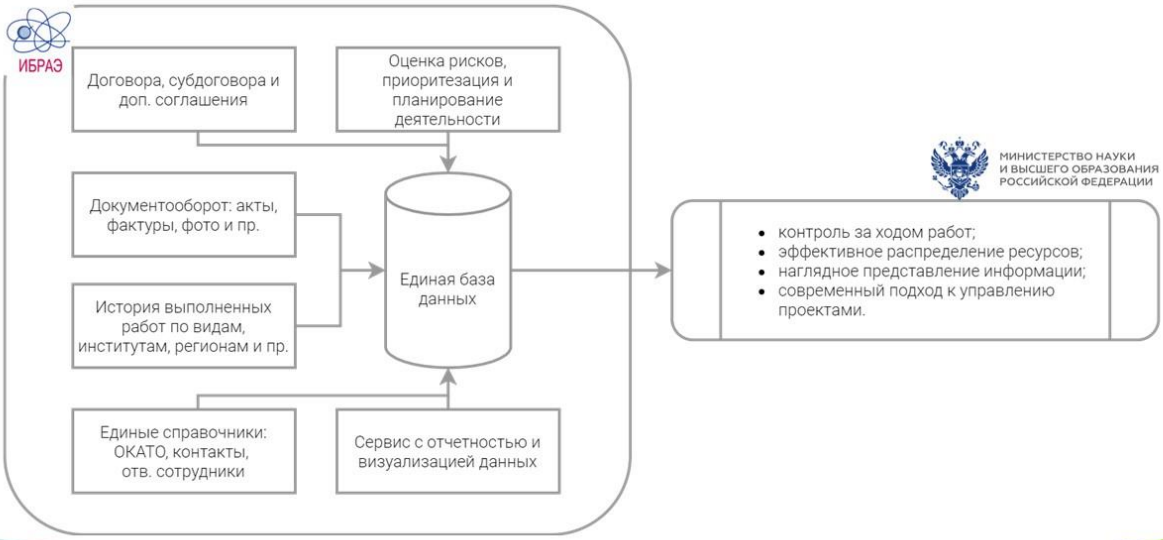
**В связи со слиянием трех академий, ведомственным переподчинением одному министерству всех организаций РАН и высшего образования, а также в связи с отсутствием достоверной информации о состоянии всех объектов, связанных с ядерным наследием,**

**необходим сбор информации, создание на ее основе базы данных и разработка нового Стратегического Плана по этой проблеме, а также специальной ИСУП для его реализации и сама реализация.**

## Специальная ИСУП позволит осуществлять:

- текущее и перспективное планирование работ и финансовых средств с использованием информационно-аналитической поддержки управленческих решений;
- контроль выполнения проектов: опережение/отставание от графика, где и на сколько в режиме реального времени;
- выполнение решения оптимизационной задачи эффективного управления ресурсами на современном уровне;
- возможность получить наглядность результатов и оперативный доступ к единой системе хранения документации;
- отслеживание истории выполненных проектов в организациях с учётом сроков гарантированной эксплуатации помещений и спецсистем.

## ЕДИНАЯ ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА



**В марте 2021г. руководителям 146 организаций РАН, подведомственных Минобрнауки, отправлены персональные письма с запросом о необходимых работах по повышению радиационной безопасности.**

**Получено 76 ответов, из которых следует, что в 54 организациях до 2030 г. требуется проведение работ по вышеназванным направлениям.**

**С учетом организаций высшего образования это число возрастет и для решения проблемы в целом потребуется корректировка ФЦП ЯРБ**

# ОПЫТ РАБОТ ПО ВЭ ЯРОО В АО «ВНИИНМ»

*Дунилин А.В.*

*АО «ВНИИНМ», г. Москва*

АО «ВНИИНМ» Создан в 1945, основные виды научной и технической деятельности: Химические технологии Pu, U и других радионуклидов; Топливо и топливные элементы; Металлы и сплавы для атомной промышленности; Переработка ОЯТ; Обращение с РАО; Дезактивация, вывод из эксплуатации

Основная деятельность по ВЭ за период с 1999 г: КИРО зданий и территории института (выполнено); ВЭ здания реагентной (выполнено); ВЭ корпуса Б (выполнено); Дезактивация помещений «горячих камер» в корпусе И-3 (выполнено); Дезактивация и подготовка к ВЭ установки У-5 (выполнено); Подготовка к реабилитации непроектных захоронений (в процессе); Дезактивация и удаление радиоактивных материалов из здания 53 (выполнено).

Дезактивация и ВЭ исследовательских помещений производятся в рамках выполнения ФЦП ЯРБ-1,2 и по инвестиционному проекту «ВЭ и реабилитация объектов «ядерного» наследия АО «ВНИИНМ»

1) **Корпус Б** использовался как исследовательская база советской радиохимической промышленности с 1946 г. Площадь помещений - 2400 $м^2$., объем здания - 40300 $м^3$

Всего удалено РАО: 1603,1$м^3$ суммарной активности 7,82Е+10Бк. Работы по ВЭ исследовательского корпуса Б выполнены в период 2010-2015 гг.

2) **Подготовка к ВЭ опытно-промышленной установки по отработке технологии извлечения плутония У-5** (эксплуатация 1946 -1965гг). На данной установке был получен первый советский плутоний в количестве 73 микрограмм18 декабря 1947 г. Затем отработана технология извлечения плутония, которая затем была применена на ПО Маяк. Предварительная дезактивация У-5 выполнена в 1999-2000гг, основные работы развернуты в настоящее время.

3) Работы по ВЭ по инвестиционному проекту «ВЭ и реабилитация объектов «ядерного» наследия АО «ВНИИНМ» (ВЭ ЯРОО и реабилитация РЗТ)

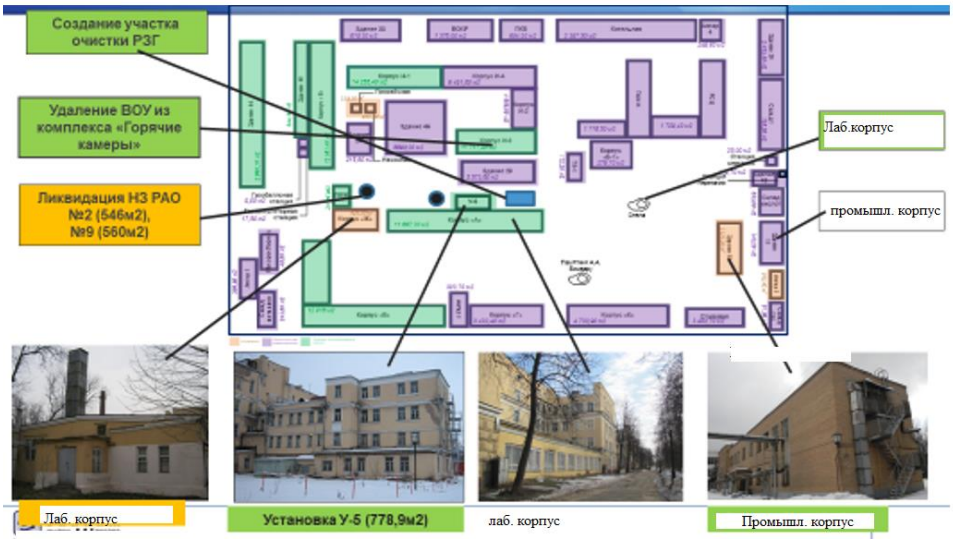



Рис 1. Основные объекты ВЭ ЯРОО в АО «ВНИИНМ»

# 75 лет истории

- АО «ВНИИНМ» Создан в 1945, основные виды научной и технической деятельности:
- Химические технологии Pu, U и других радионуклидов;
- Топливо и топливные элементы;
- Металлы и сплавы для атомной промышленности;
- Переработка ОЯТ;
- Обращение с РАО;
- Дезактивация, вывод из эксплуатации

# Основная деятельность по ВЭ за период с 1999

- КИРО зданий и территории института (выполнено);
- ВЭ здания реагентной (выполнено);
- ВЭ корпуса Б (выполнено);
- Дезактивация помещений «горячих камер» в корпусе И-3 (выполнено);
- Дезактивация и подготовка к ВЭ установки У-5 (выполнено);
- Подготовка к реабилитации непроектных захоронений (в процессе);
- Дезактивация и удаление радиоактивных материалов из здания 53 (выполнено).

Дезактивация и ВЭ исследовательских помещений производятся в рамках выполнения ФЦП ЯРБ-1,2 и по инвестиционному проекту «ВЭ и реабилитация объектов «ядерного» наследия АО «ВНИИНМ»

4

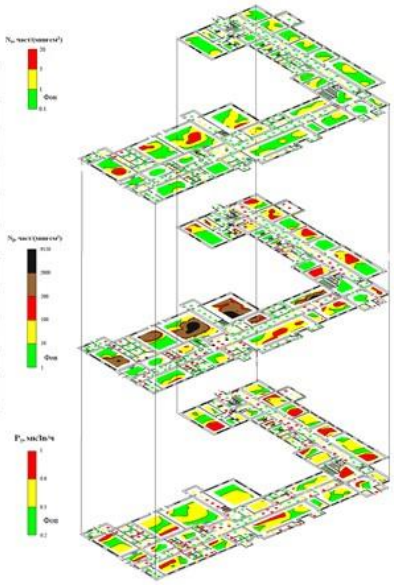
## ВЭ исследовательского корпуса Б

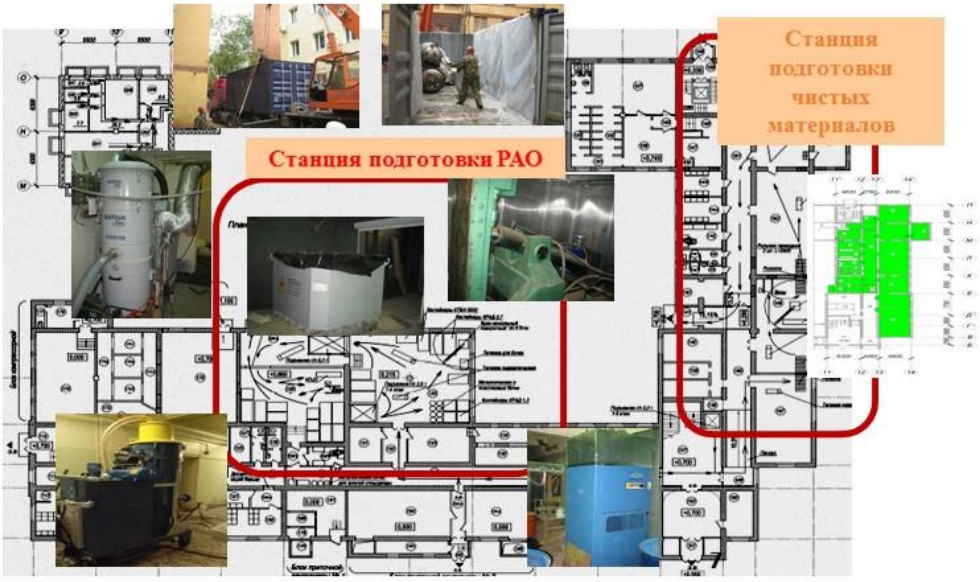
- **Корпус Б использовался как исследовательская база советской радиохимической промышленности с 1946 г**
- **Площадь помещений - 2400 кв.м.**
- **объем здания - 40300 куб.м.**
- **Основные виды исследований – исследования в области химии и технологий плутония, урана и др радионуклидов, химии комплексных соединений, экстракции, сорбции и разделения элементов, тритиевые технологии, методы анализы ядерных материалов и др.**

5 5

## Результаты обследования первого этажа корпуса Б

| | |
|---|---|
| α-нуклиды | up to 20 p./cm²x min |
| | up to 5 p./cm²x min |
| | up to 1 p./cm²x min |
| β- нуклиды | up to 9 150 p./cm²x min |
| | up to 2 000 p./cm²x min |
| | up to 200 p./cm²x min |
| | up to 100 p./cm²x min |
| | up to 20 p./cm²x min |
| МЭД ГИ | up to 1,0 μSv/h |
| | up to 0,6 μSv/h |
| | up to 0,3 μSv/h |






7

## Дезактивация оборудования

ПАВ

Пена

Полимерные дезактивирующие покрытия

Покрытие оборудования пленкообразующими защитными покрытиями

8

## Демонтаж крупногабаритного оборудования

Всего удалено 675 единиц оборудования

9

## Завершающий этап демонтажа здания

**Февраль 2015**

**Март 2015**

**Апрель 2015**

**Май-август 2015**

**Сентябрь-ноябрь 2015**

10

## Дезактивация помещений «горячих камер»

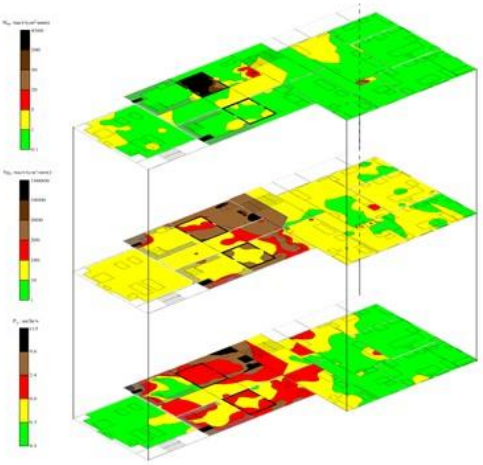
11

У-5 была опытно-промышленной установкой по отработке технологии извлечения плутония и работала с 1946 по1965

- Первый советский плутоний был получен на этой установке 18 декабря 1947 г в количестве 73 микрограмм
- На У-5 отработана технология извлечения плутония, которая затем была применена на ПО Маяк
- 1998-1999 – крупномасштабная дезактивация, удаление высокоактивных компонентов

# Результаты КИРО здания У-5

| | |
|---|---|
| α-нуклиды | up to 4 500 p./cm²x min |
| | up to 200 p./cm²x min |
| | up to 50 p./cm²x min |
| | up to 20 p./cm²x min |
| | up to 5 p./cm²x min |
| | up to 1 p./cm²x min |
| β- нуклиды | up to 1 000 000 p./cm²x min |
| | up to 10 000 p./cm²x min |
| | up to 2 000 p./cm²x min |
| | up to 200 p./cm²x min |
| | up to 100 p./cm²x min |
| | up to 20 p./cm²x min |
| МЭДГИ | up to 11,5 μSv/h |
| | up to 9,6 μSv/h |
| | up to 2,4 μSv/h |
| | up to 0,6 μSv/h |
| | up to 0,3 μSv/h |



# Локализация радиоактивных загрязнений

Регулярное проведение работ по локализации загрязнений в три этапа:

1. Применение покрытия на основе ПВС
2. Применение специальных добавок.
3. Применение защитного покрытия ПВС

## Последовательность операций

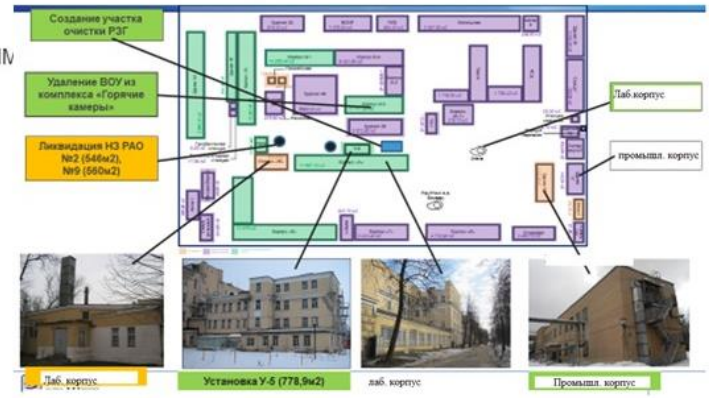
15

## Последовательность операций

16

17

- АО «ВНИИНМ


Создание участка очистки РЗГ
Удаление ВОУ из комплекса «Горячие камеры»
Ликвидация НЗ РАО №2 (546м2), №9 (560м2)
Лаб.корпус
промышл. корпус
Лаб. корпус
Установка У-5 (778,9м2)
лаб. корпус
Промышл. корпус

# Компетенции АО ВНИИНМ в области ВЭ ЯРОО

| Имеющиеся компетенции | TRL имеющихся компетенций и референции |
|---|---|
| Технология демонтажа боксов, емкостей в стесненных условия проведения работ.<br><br>Технология резки оборудования, загрязненного изотопами уран, трансурановых радионуклидов, цезия, стронция. | **TRL 9.** Технология удаления емкостей в стесненных условиях апробирована при демонтаже БРХС корп. Б – демонтировано, удалено 33 ед. оборудования, включая емкости стальные, объем до 8м³ (2 шт);<br>- реактора стальные, объем до 1,0м³ (20 шт);<br>- колонные аппараты стальные, объем до 4м³ (1 шт);<br>- опытная пульсационная установка с аппаратами безопасной геометрии (1 шт);<br>- реактора винилпластовые, объемом до 0,1м³ (2 шт);<br>- экстракционные колонны из оргстекла, объемом до 0,15м³ (3 шт);<br>- комплекс аппаратов из оргстекла, объем до 4,5м³ (1 шт);<br>- кольцевой пульсационный аппарат радиохимического производства, наружный диаметр 0,6м (1 шт);<br>- модельный кольцевой пульсационный аппарат со спиральной насадкой (1 шт);<br>- вибрационный реактор, материал сталь, объем до 0,05м³ (1 шт).<br>Технология удаления, боксов, цепочек боксов сейфового оборудования, горячих камер, накопителей апробирована при подготовке к ВЭ установки У-5 в условиях МЭД γ-излучения до 1,4 мЗв/ч (124 ед. радиационно-загрязненного оборудования демонтировано, фрагментировано и удалено).<br>Технология удаления боксов, цепочек боксов, сейфового оборудования апробирована при дезактивации зд. 53 (стесненные условия работы в отсутствие штатно работающей системы вентиляции) (демонтировано, фрагментировано, удалено 33 единицы оборудования).<br>Технология удаления боксов, цепочек боксов, сейфового оборудования, печного оборудования апробирована при подготовке к ВЭ корпуса Ж (стесненные условия работы в зимний период, в условиях холодной консервации корпуса Ж – демонтировано и удалено (демонтировано, фрагментировано, удалено 26 единицы оборудов. Технология апробирована при демонтаже оборудования, загрязненного облученным ВОУ и цезием в корпусе «горячие камеры» корпуса И-3. Фрагментировано и удалено 3 единицы оборудования, вторичное загрязнение камеры предотвращалось при помощи пылесосов с дополнительными фильтрами, 98 м технологических трубопроводов). |
| Технология дистанционной механической резки с использованием мобильной системы пылеочистки. | **TRL 4.** Технология апробирована при демонтаже оборудования, загрязненного облученным ВОУ и цезием в корпусе «горячие камеры» корпуса И-3. Фрагментировано и удалено 3 единицы оборудования, вторичное загрязнение камеры предотвращалось при помощи пылесосов с дополнительными фильтрами. |

19

# Компетенции АО ВНИИНМ в области ВЭ ЯРОО

| Имеющиеся компетенции | TRL имеющихся компетенций и референции |
|---|---|
| Технология демонтажа радиационно-загрязненных боксов гидравлической резкой. | **TRL 6.** Технология апробирована на шкафах ШНЖ, боксах, цепочках боксов с использованием отечественного гидравлического оборудования. |
| Технологии фрагментации загрязненных α-излучающими изотопами бетонных конструкций | **TRL 4.** Опытные работы по демонтажу бетонной кладки установки У-5 (объем демонтажа до 1м³). |
| Технология дезактивации емкостей хранения средне- и высокоактивных растворов и пульп | **TRL 6.** Проведена дезактивация емкостей хранения (хранение ≈15-20 лет) средне- и высокоактивных растворов переработки ОЯТ. Дезактивировано 23 единицы емкостного оборудования, включая емкости в ядерно-безопасном исполнении |
| Технология высокоэффективной комплексной дезактивации внутренних поверхностей вентиляционных систем при их демонтаже. | **TRL 7.** Апробирована при демонтаже СВ в здании 53. Демонтировано 320 пог. м СВ, из них дезактивировано 295 пог. м. |
| Технология демонтажа радиационно-загрязненных трубопроводов | **TRL 9.** Апробирована при демонтаже 3,99 км СК и 3,2 км ФК в корп. Б, систем в здании 53: СК – 140м, СВ – 320 м. |
| Комплексная технология дезактивации оборудования и внутренних поверхностей горячих камер. | **TRL 8.** Технология разработана и апробирована в 2012-2016гг в комплексе «горячих камер» корпуса И-3 ВНИИНМ. В 2016г по требованию санитарного врача при получении СЭЗ на работу с ИИИ в комплексе «горячие камеры» проведена полная дезактивация поверхностей камер и оборудования. |
| Технология жидкостной дезактивации свинцовых блочков, материалов и изделий из цветных металлов и сплавов. | **TRL 7.** Дезактивировано ≈2,3 т свинцовых блочков, загрязненных изотопами Pu и Cs ранее накопленных на установке У-5, с применением дезактивированных блочков в качестве контуров защиты. Дезактивировано ~0,85т свинцовых блочков, загрязненных изотопами Pu, Np ранее накопленных в зд. 53. |

20

# СИСТЕМНОЕ ПЛАНИРОВАНИЕ РАБОТ ПО ЛИКВИДАЦИИ ЯДЕРНОГО НАСЛЕДИЯ

*А.Ю. Иванов, Е.О. Кузнецова*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Проблема ядерного наследия является существенной и актуальной для всех ядерных держав. США и Великобритания первыми пришли к осознанию наличия экологических и финансовых проблем, связанных с историческими объектами, и к необходимости разработки комплексных систем управления с основополагающим участием государства, как заказчика формирования атомной отрасли и гаранта безопасности [1]. В России ситуация с решением проблем наследия только начинает развиваться и набирать обороты и также демонстрирует необходимость построения эффективных организационно-управленческих и финансово-экономических инструментов.

В России к середине 90-х годов прошлого века стало понятно, что ситуация с обеспечением ядерной и радиационной безопасности (далее – ЯРБ) требует комплексного решения, принятия мер регулирующего характера и практических мероприятий. В этот период были приняты и вступили в силу основополагающие документы - федеральные законы «Об использовании атомной энергии» (от 21.11.1995 №170-ФЗ) и «О радиационной безопасности населения» (от 09.01.1996 №3-ФЗ), а также подписана Конвенция о ядерной безопасности. В тот же период впервые были впервые инициированы межведомственные работы по описанию наследия бывшего СССР, которые в 1995 году вошли в состав проекта «РАДЛЕГ» Международного Научно-Технического Центра. Однако слабая структурированность работы, информационная закрытость большинства организаций и объектов привели к тому, что только отдельные объекты и участки радиационно загрязненных территорий с заведомо невысокими уровнями опасности получили существенное информационное развитие и наполнение [2]. Начало 2000-х годов характеризовалось развертыванием первоочередных мероприятий по некоторым острым направлениям, включая федеральную целевую программу «Ядерная и радиационная безопасность России» на 2000-2006 годы – так называемую «нулевую» программу, финансирование которой составило всего 30% от первоначально запланированного, что позволило достичь лишь небольшого прогресса общего характера.

В 2006 году была ратифицирована Объединенная конвенция о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными

отходами, зафиксировавшая конечную ответственность государства за обеспечение мер, в том числе финансовых, по выводу из эксплуатации существующих объектов. Далее были приняты федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (далее – ФЦП ЯРБ-1) и федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года» (далее – ФЦП ЯРБ-2), в концепциях и паспортах которых на уровне соответственно распоряжений и постановлений Правительства РФ последовательно уточнялись границы наследия и, что важно, констатировалась безусловное и превалирующее участие государства в решении накопленных проблем. В период действия этих программ принималось несколько редакций основ госполитики в области обеспечения ЯРБ, вступил в силу федеральный закон «Об обращении с радиоактивными отходами…» (от 11.07.2011 №190-ФЗ), разделивший РАО на исторические и эксплуатационные. Действующей редакцией Основ госполитики определено, что наличие объектов ядерного наследия (далее – ОЯН) является одной из основных проблем в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

В современных документах объекты ядерного наследия (далее – ОЯН) определены как федеральное отработавшее ядерное топливо (далее – ОЯТ) и радиоактивные отходы (далее – РАО), а также ядерно и радиационно опасные объекты (далее - ЯРОО), введенные в эксплуатацию в основном до 1995 г. и остановленные в настоящее время, [3] и как объекты использования атомной энергии в мирных и оборонных целях, созданные до установления современных требований к ЯРБ [4]. В целом это свыше 2 тысяч объектов, расположенных в более чем 50 регионах РФ, из них более 90% объектов сосредоточено в контуре управления Госкорпорации «Росатом».

С точки зрения организации и управления работ в целом текущую ситуацию с объектами ядерного наследия можно охарактеризовать как неполную и требующую принятия специальных мер. Несмотря на то, что понятие ОЯН есть в ряде документов стратегического планирования, постановлениях и распоряжениях Правительства РФ, на сегодняшний день нет четкого законодательного закрепления этого термина и критериев отнесения к ОЯН. Соответственно нет утвержденного реестра объектов и порядка разделения и размера финансовых обязательств на обеспечение безопасности и ликвидацию остановленных ОЯН, а утвержденные правительством планы работ по наследию после 2030 года отсутствуют, как и нормативная обязанность их сформировать. Организациями Госкорпорации «Росатом» в ходе акционирования и реформирования атомной отрасли были «приняты» на баланс объекты военного и гражданского

назначения, которые создавались и эксплуатировались большую часть жизненного цикла в интересах государства без каких-либо оценок финансовых обязательств, а резервы на их вывод из эксплуатации не формировались.

Текущая модель управления объектами ядерного наследия на заключительных стадиях жизненного цикла (далее – ЗСЖЦ) в целом децентрализована и зависит от конкретной эксплуатирующей организации, отсутствуют единые подходы в обеспечении безопасности, рассмотрения и планирования достижения конечного состояния объектов. Существуют риски в будущем, что к запланированному началу работ по выводу объектов наследия из эксплуатации финансирование будет отсутствовать в достаточном размере, а перенос сроков вывода из эксплуатации повышает риски инцидентов с радиационными последствиями и ведет к росту затрат на содержание и ликвидацию объектов.

Повышение эффективности управления ОЯН требует изменения нормативной базы, в том числе введения на федеральном законодательном уровне соответствующего нового объекта управления, а также порядка идентификации и критериев отнесения объектов к ядерному наследию, единого порядка и механизмов финансирования и управления до достижения их оптимального конечного состояния. Эти изменения могут быть достигнуты двумя путями. Первый – внесение изменений в действующие нормативные акты (федеральные законы №170-ФЗ, №317-ФЗ, №29-ФЗ и ряд других), что, на наш взгляд, является более трудоёмкой и сложной задачей с риском в конечном счете двоечтения и раскоординации норм и положений в связи с иным целеполаганием существующих законодательных актов. Второй путь - принятие отдельного специального федерального закона о ядерном наследии.

Зарубежный опыт демонстрирует, что несвоевременное принятие механизмов по обращению с ядерным наследием может приводить к неадекватной оценке стоимости обязательств, банкротству специализированных организаций и необходимости государственного вмешательства, что приводит не к планомерному, а к резкому росту затрат бюджета. Именно изначальная недооценка финансовых обязательств по ядерному наследию в десятки раз и недостаточность накопленных фондов поставили в начале 2000-х гг. атомную отрасль Великобритании на грань банкротства, что потребовало вмешательства правительства и принятия специальных мер, в результате чего в настоящее время государство контролирует исполнение финансовых обязательств по завершающим стадиям жизненного цикла всей отрасли [1]. В частности, к 2005 году размер частного фонда компании Nuclear Generation Decommissioning Fund (NDF) составлял £440 млн, а обязательства этой компании по выводу из эксплуатации ОЯН частных компаний £5 млрд.

В качестве базовой модели предлагается относить к наследию объекты, введенные в эксплуатацию до 2008 года. 2008 год выбран в качестве границы разделения на объекты ядерного наследия и «новые» объекты, поскольку именно в этот период завершились структурные преобразования в атомном энергопромышленном комплексе, организована Госкорпорация «Росатом», стартовали масштабные работы в рамках ФЦП ЯРБ, направленные на недопущение накопления новых проблем в области ядерной и радиационной безопасности. Разделение финансовых обязательств между государством и текущим собственником предполагается осуществлять пропорционально срокам эксплуатации объекта по проектному назначению, т.е. периоду от его ввода в эксплуатацию до останова относительно установленной контрольной точки – 2008 г. Данные обязательства включают в себя финансирование деятельности по поддержанию в безопасном состоянии и выводу из эксплуатации объекта. Кроме того, целесообразно рассмотреть вопрос создания специализированного оператора, как единого хозяйствующего субъекта в области ОЯН. Оператор централизует функции и компетенции в области обращения с ОЯН и избавляет эксплуатирующие организации от этой непрофильной для них деятельности. Зарубежный опыт также демонстрирует эффективность подобных решений [1].

Исходя из принятой границы разделения обязательств проведены финансовые оценки на обращение с ОЯН в разрезе собственников на основе данных организаций по международным стандартам финансовой отчетности, а также проектов, реализуемых в рамках ФЦП ЯРБ-2 (рис.1).

Рис. 1. Оценки финансовых обязательств по обращению с ОЯН в разрезе собственников

Текущая деятельность по наследию в рамках ФЦП ЯРБ-2 до 2030 г. – это только начало большого пути, когда выполняются работы по очевидным объектам и нарабатываются опыт и компетенции для дальнейшего масштабирования. Данный график также демонстрирует разрозненность будущих планов по выводу из эксплуатации и необходимость оптимизации по сглаживанию финансовых потоков.

В целом текущее системное планирование в области управления ядерным наследием направлено на повышение эффективности и реализуется на двух уровнях – отраслевом и объектовом. В масштабах всей совокупности объектов выполняется мониторинг и планирование работ в рамках реализуемых программ, прежде всего ФЦП ЯРБ-2, а также финансируемых из собственных средств эксплуатирующих организаций из специальных резервных фондов Госкорпорации «Росатом», разрабатываются и оптимизируются механизмы управления объектами, финансирования работ и оценки эффективности [5]. В частности, реализуется проект по созданию специализированного отраслевого оператора и передачи ему остановленных площадок наследия для последующей ликвидации.

С другой стороны, на объектовом уровне большой потенциал по повышению эффективности имеет направление вывода из эксплуатации за счет формирования оптимизированных решений по конечным состояниям на основе современных цифровых и расчетных моделей, а также путей достижения этих состояний и обращения с РАО [6].

На отраслевом уровне осуществляется координация государственных заказчиков ФЦП ЯРБ-2, организуется своевременное необходимое внесение изменений в Программу, предоставляется регламентированная отчетность в заинтересованные федеральные органы исполнительной власти. В основу мероприятий ФЦП ЯРБ-2 легли работы, реализация которых началась в рамках ФЦП ЯРБ-1. Это, в первую очередь, создание объектов инфраструктуры обращения с накопленным РАО и ОЯТ, а также мероприятия, направленные на массовый перевод объектов наследия в ядерно и радиационно безопасное состояние. При определении состава объектов были глубоко изучены результаты инвентаризации ЯРОО и первичной регистрации РАО, а также предложения эксплуатирующих организаций. При этом для каждого потенциального объекта был рассчитан комплексный показатель опасности, учитывающий радионуклидный состав материалов, находящихся в объекте, а также состояние инженерных барьеров безопасности, степень достоверности знаний об объекте. Таким образом, все объекты были проранжированы по степени потенциальной опасности [7]. В ходе выполнения

практических работ по объектам наследия оценивается степень изменения этого показателя опасности.

В случае возникновения внешних или внутренних факторов, существенно влияющих на достижение плановых значений целевых показателей и ход реализации мероприятий ФЦП ЯРБ-2, организуется подготовка и согласование внесения изменений в программу. Существенным внешним фактором является величина расходов федерального бюджета, горизонт планирования которого ограничен трехлетним диапазоном. При этом такие работы, как строительство и реконструкция объектов, вывод объектов из эксплуатации, осуществляются в течение более длительного срока – четырех и более лет. Условием их успешного завершения является достаточное и непрерывное финансирование, поскольку остановка работ может приводить к нарушениям технологических процессов, повышению радиационных рисков и увеличению конечной стоимости проектов. Важным внутренним фактором, является своевременность завершения строительства и ввода в эксплуатацию объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО, а также результаты выполнения научно-исследовательских работ и разработка новых технологий, а также поиск и обоснование эффективных решений по конечным состояниям.

Также на основе данных мониторинга ФЦП ЯРБ-2осуществляется оценка эффективности выполнения этапов государственных контрактов. В целом такая оценка сводится к расчету отношения ожидаемой «справедливой» стоимости набора типовых операций, к фактической стоимости соответствующей группы работ в рамках этапа. Средние удельные расценки выполнения единиц типовых работ, а также перечень этих работ формируются на основании статистического анализа «исторических» данных по отрасли по выполненным этапам государственных контрактов ФЦП ЯРБ-2 с 2016 по текущий год [5, 8].

Результаты реализации программ характеризуются через достижение запланированных значений целевого индикатора и целевых показателей. За период 2016-2020 гг. эти показатели ФЦП ЯРБ-2 были выполнены или перевыполнены. В качестве параметров базовой оценки эффективности выступают характеристики планируемых к завершению в отчетном году мероприятий (например, соблюдения сроков реализации и выполнения ожидаемых результатов, степень использования объемов финансирования), а также оценка выполнения целевых показателей ФЦП ЯРБ-2 за отчетный год. Показатель эффективности, представляющий собой количественную характеристику успешности реализации Программы, является базисом для выработки своевременных управленческих

решений. Можно констатировать, что за период реализации 1-го этапа Программы уровень ее эффективности оставался высоким (рис. 2) [8].

Рис. 2. Динамика достижения целевых показателей и индикаторов, показателей результативности и эффективности ФЦП ЯРБ-2

Исторически целевые показатели и индикаторы, характеризующие результативность программ по наследию были ориентированы на короткие временные интервалы и не учитывали степень решения проблемы в целом. Это было связано с отсутствием достоверной и полной информации о «масштабе» и релевантных характеристиках ядерного наследия на этапах планирования программ. В качестве количественной характеристики части комплексного обеспечения ЯРБ и решения накопленных проблем разработан специальный сводный индикатор «Доля накопленных ядерных материалов, радиоактивных веществ и отходов, переведенных в экологически безопасное состояние».

Индикатор является агрегированным числовым значением, включающим в себя долю выполненных работ по решению накопленных проблем ядерного наследия в рамках каждого из направлений работ с учетом весовых коэффициентов. Весовые коэффициенты определены расчетным путем и учитывают уровень опасности объектов в рамках направления, а также сложность и стоимость применяемых технологий. Соответственно при сохранении текущих объемов финансировании и темпов работ ожидается, что к 2030 году удастся решить около трети всех накопленных проблем (рис.3).

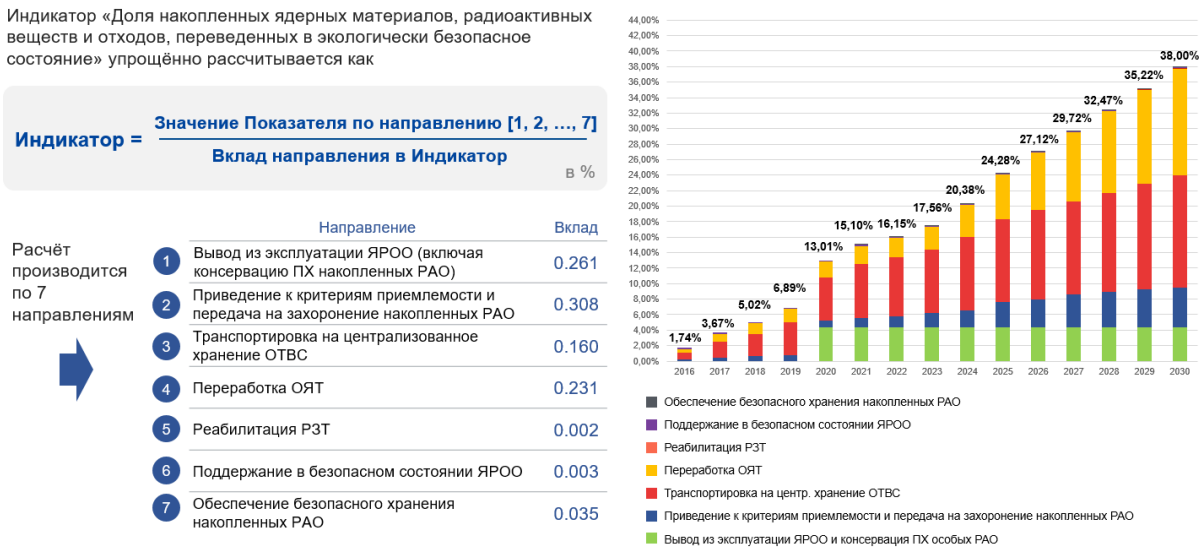



Рис. 3. Динамика достижения индикатора «Доля накопленных ядерных материалов, радиоактивных веществ и отходов, переведенных в экологически безопасное состояние» в разрезе направлений работ

Заключение

Существующая национальная нормативно-правовая база в области обращения с объектами ядерного наследия требует модернизации, в том числе введение норм, предусматривающих:

– определение понятия, критериев отнесения объектов ядерного наследия и организацию их учета;

– определение полномочий органов власти и организаций, связанных с обращением с объектами ядерного наследия;

– разграничение финансовых обязательств (и определение принципов долевого участия) государства и эксплуатирующих организаций, формирование финансового и экономического механизма решения накопленных проблем ядерного наследия.

Регулярный мониторинг выполнения работ в рамках федеральной целевой программы позволяет обеспечивать уверенное управление и планирование мероприятий по обращению с объектами ядерного наследия.

Реализация работ по решению накопленных проблем в этой области оказывает благоприятное влияние на социально-экономическую обстановку в регионах нахождения объектов благодаря:

– интенсификации экономической деятельности на территории;

– сохранению рабочих мест для бывших сотрудников остановленных производств и формированию новых рабочих мест для вывода из эксплуатации;

– улучшению экологической обстановки на территории региона (обостренное восприятие радиационной опасности приводит к мультипликации социально-экономических последствий как реальных, так и мнимых угроз радиационных объектов).

Разрабатываемые и применяемые технологии имеют высокую наукоемкость и потенциал использования на российском и международных рынках.

Литература

1. Лучшие зарубежные практики вывода из эксплуатации ядерных установок и реабилитации загрязненных территорий : Т. 1. / под общ.й ред. И.И. Линге и А.А. Абрамова. — М: ИБРАЭ РАН, 2017 г. — 336 с.

2. The Radiation legacy of the Soviet nuclear complex: An analytical overview; [Ed. by] Nikolai N. Egorov [et al.]. - Vienna: IIASA ; London : Earthscan, 2000. - XXXV, 236 c., ISBN 1-85383-658-3

3. Распоряжение Правительства РФ от 28.04.2015 г. №760-р Об утверждении Концепции федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2015-2020 годы и на период до 2030 года»

4. Указ Президента Российский Федерации от 13.10.2018 №585 Об утверждении Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности на период до 2025 года и дальнейшую перспективу

5. Гиневец Е. В., Тихонова А. А., Дорофеев А. Н., Иванов А. Ю., Александрова Т. А., Дроздов В. В. Информационное обеспечение управления работами по обращению с РАО в рамках ФЦП ЯРБ-2 // Радиоактивные отходы. 2019. № 3 (8). С. 28—35. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-3-28-35.

6. Александрова Т. А., Иванов А. Ю., Линге Ин. И., Лунов Д. М., Савельева Е. А., Самойлов А. А., Уткин В. Б. Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации с использованием информационных моделей // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 19—31. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-3-19-31.

7. К вопросу оценки объема ядерного наследия в атомной промышленности и на иных объектах мирного использования атомной энергии в России/ Абрамов А.А., Дорофеев А.Н., Комаров Е.А. и др.// Ядерная и радиационная безопасность, №3 (73), 2014. с. 1-11.

8. Ильясов Д. Ф., Иванов А. Ю., Кузнецова Е. О., Будунова А. С., Степанян П. О., Михайленко А. А. Сравнительный анализ стоимости операций по обращению с РАО на российском и международном рынках // Радиоактивные отходы. 2020. № 4 (13). С. 14—21. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-14-21.

9. Сводный информационно-аналитический материал «Итоги реализации федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016-2020 годы и на период до 2030 года» в 2016—2020 гг.». М.: Госкорпорация «Росатом».2021. — 134 с.

# ПЛАНИРОВАНИЕ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ НА РАННИХ СТАДИЯХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ОБЪЕКТА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

*И.А. Афанасьев, Д.А. Савин, В.И. Терешкин, А.Е. Щадилов*

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

В России, как и в большинстве стран мира, использующих атомную энергию, большое внимание уделяется вопросам обеспечения безопасности персонала, населения и окружающей среды на всех стадиях жизненного цикла ОИАЭ[1], включая вывод из эксплуатации (ВЭ).

Стадия ВЭ является завершающей частью жизненного цикла ОИАЭ (рис. 1), включающей в себя комплекс разнопрофильных работ, характеризующихся, как правило, их взаимным влиянием, привлечением значительных материально-технических ресурсов, а также потенциальной опасностью для персонала, населения и окружающей среды. Кроме того, многие российские ОИАЭ имеют собственную, уникальную историю эксплуатации и присущие только им особенности, требующие учета при ВЭ.

[1] ОИАЭ – объект использования атомной энергии

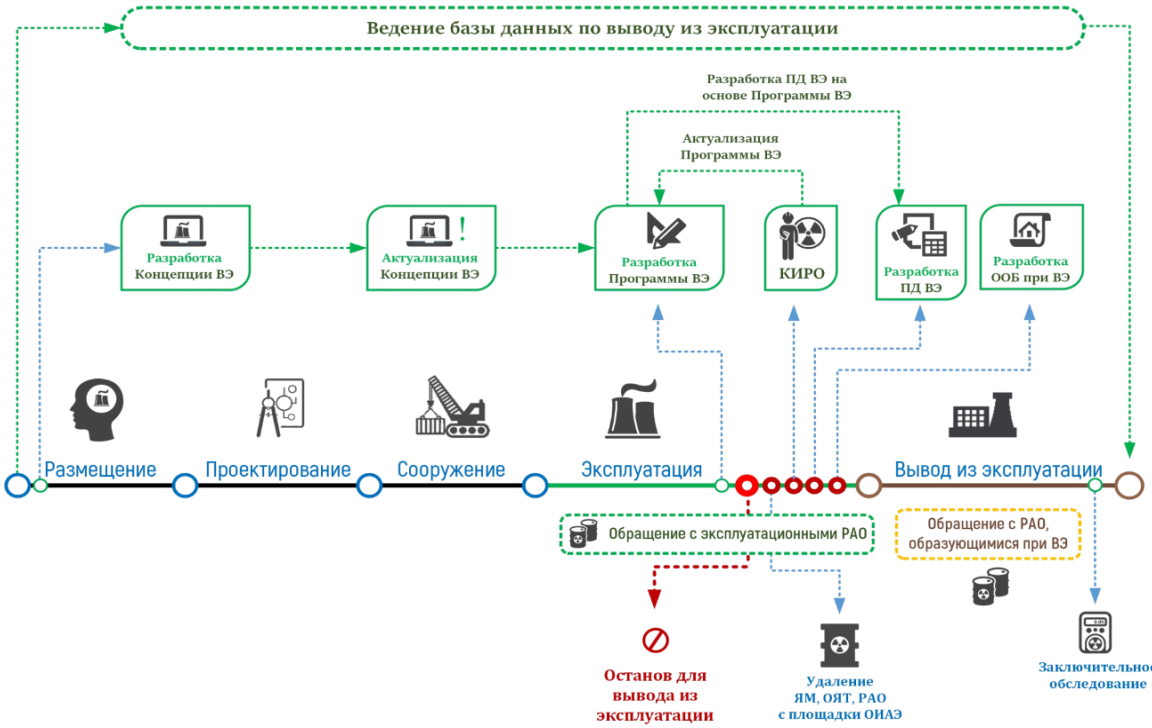



Рис. 1. Схема жизненного цикла ОИАЭ

Указанные характерные черты стадии ВЭ во многом определяют актуальность задачи оптимизации процесса ВЭ, решение которой основано прежде всего на заблаговременном планировании ВЭ. В связи с этим ФНП[2] содержат требования о планировании ВЭ ОИАЭ на всех стадиях его жизненного цикла, предшествующих ВЭ, путем разработки концепции ВЭ.

Концепция ВЭ является основным документом планирования ВЭ ОИАЭ, одной из важнейших составляющих которого является всесторонний анализ всех возможных вариантов ВЭ ОИАЭ, на основе которого эксплуатирующая организация выбирает наиболее эффективный и безопасный вариант ВЭ ОИАЭ [1]. Концепция ВЭ служит фундаментом для разработки программы ВЭ и проекта ВЭ – документов, определяющих весь процесс ВЭ ОИАЭ, включая: перечень работ по ВЭ, сроки и порядок их проведения, технические решения, необходимые материальные, финансовые и человеческие ресурсы, а также мероприятия по обеспечению безопасности при проведении работ по ВЭ.

[2] ФНП – федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии

Следует отметить, что, помимо выбора варианта ВЭ ОИАЭ, при разработке концепции ВЭ должны быть решены такие задачи, как [1], [2], [3]:

– формирование перечня информации, важной для обеспечения безопасности при ВЭ ОИАЭ, создание способа ее хранения и актуализации (база данных по ВЭ ОИАЭ);

– определение предварительного перечня мероприятий по подготовке к ВЭ ОИАЭ, а также ориентировочного графика их выполнения;

– оценка наличия и количества токсичных, взрыво- и пожароопасных веществ на ОИАЭ на момент его останова, с целью принятия своевременных мер по обеспечению безопасности;

– оценка количества и характеристик РАО, образующихся при ВЭ ОИАЭ, с целью разработки предварительных организационных и технических мероприятий по обращению
с ними, а также с содержащими радионуклиды материалами, не относящимися к РАО;

– формирование предварительного перечня оборудования, систем (элементов) ОИАЭ, необходимых для ВЭ ОИАЭ, а также оценка технической возможности их использования;

– оценка ожидаемого радиационного воздействия работ по ВЭ ОИАЭ на персонал, население и окружающую среду, а также на другие ОИАЭ (при наличии);

– оценка достаточности инфраструктуры ОИАЭ для предстоящего ВЭ ОИАЭ;

– определение условий, при которых должен осуществляться пересмотр (уточнение) концепции ВЭ ОИАЭ с целью поддержания ее в актуальном состоянии.

Как показали результаты анализа экспертиз безопасности, выполненных в ФБУ «НТЦ ЯРБ» [4], большинство эксплуатирующих организаций сталкивается с трудностями при разработке концепций ВЭ ОИАЭ, приводящими к несоблюдению ряда требований ФНП (рис. 2).

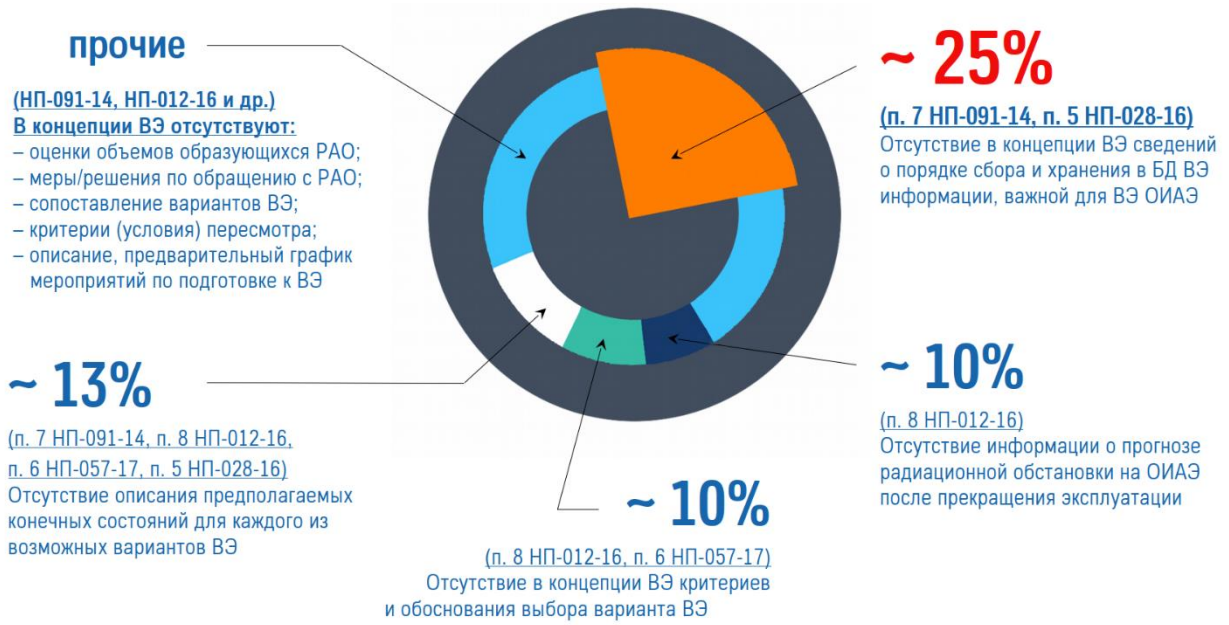



Рис. 2. Несоответствия документов заявителей требованиям

ФНП в части разработки концепций ВЭ ОИАЭ [4]

Вследствие наличия значительного числа несоответствий концепций ВЭ ОИАЭ, разрабатываемых эксплуатирующими организациями, требованиям ФНП, возникла необходимость в выпуске руководства по безопасности при использовании атомной энергии, содержащего рекомендации по разработке концепции ВЭ на ранних стадиях жизненного цикла ОИАЭ и учитывающего современные требования ФНП, а также положения актуальных документов МАГАТЭ[3].

Одной из задач, стоявших при разработке указанного проекта руководства по безопасности, была гармонизация отечественных подходов к планированию ВЭ ОИАЭ с современными подходами МАГАТЭ, в том числе представленными в специальном руководстве по безопасности SSG-47 «Вывод из эксплуатации атомных электростанций, исследовательских реакторов и других установок ядерного топливного цикла» [5], опубликованном в 2018 году.

Руководство SSG-47 [5] содержит рекомендации по выполнению всех требований к планированию ВЭ ОИАЭ, установленных в документе GSR Part 6 [6], в частности по:

– выбору стратегии ВЭ ОИАЭ («choice of decommissioning strategy»);

[3] МАГАТЭ – Международное агентство по атомной энергии

– разработке первоначального плана ВЭ ОИАЭ («initial decommissioning plan»);

– сбору информации и данных, прямо или косвенно влияющих на предстоящие работы по ВЭ ОИАЭ, а также по периодическому обновлению плана ВЭ ОИАЭ («periodic updating
of the decommissioning plan»);

– проведению обследований ОИАЭ для разработки окончательного плана ВЭ («characterization surveys»);

– подготовке окончательного плана ВЭ («final decommissioning plan»);

– оценке затрат на ВЭ ОИАЭ, а также определению материальных ресурсов и возможных источников финансирования работ по ВЭ;

– представлению окончательного плана ВЭ ОИАЭ регулирующему органу с целью утверждения и подтверждения возможности его реализации.

Согласно подходам МАГАТЭ, представленным в SSG-47 [5], планирование ВЭ ОИАЭ представляет собой последовательную разработку и актуализацию плана ВЭ. Данный процесс носит итеративный характер и предусматривает три основных этапа: разработка «первоначального плана ВЭ» («initial plan»), его актуализация в виде «обновленного плана ВЭ» («updated plan») и подготовка «окончательного плана ВЭ» («final plan»). При этом «первоначальный план ВЭ» в терминологии, используемой МАГАТЭ, аналогичен
концепции ВЭ, разрабатываемой в соответствии с отечественными ФНП.

Одной из рекомендаций SSG-47 [5] по подготовке «первоначального плана ВЭ» является разработка его в качестве отдельного документа с последующим представлением в регулирующий орган при подаче заявления для получения лицензии на эксплуатацию ОИАЭ. Разработку «первоначального плана ВЭ» в SSG-47 [5] рекомендуется начинать на ранних стадиях жизненного цикла ОИАЭ. В частности, SSG-47 [5] рекомендует разрабатывать «первоначальный план ВЭ» совместно с проектированием ОИАЭ с целью облегчения его дальнейшего ВЭ посредством внедрения специальных проектных решений. С точки зрения МАГАТЭ, главная задача «первоначального плана ВЭ» – демонстрация реализуемости
ВЭ ОИАЭ безопасным способом, которая решается путем представления в нем:

– описания выбранной стратегии ВЭ ОИАЭ;

– сведений о технических и проектных решениях ОИАЭ, способствующих его безопасному ВЭ;

– информации о планируемом конечном состоянии ОИАЭ и площадки его размещения после выполнения всех работ по ВЭ;

– перечня планируемых подходов к обращению с образующимися РАО и результатов предварительной оценки количества и классов РАО;

– предварительного графика работ по ВЭ ОИАЭ;

– результатов первоначальной оценки затрат на ВЭ ОИАЭ и информации об источниках их финансирования.

В целом, в ФНП [1] – [3] содержатся аналогичные SSG-47 [5] требования к содержанию концепции ВЭ, за исключением необходимости представления в концепции ВЭ результатов оценки затрат на ВЭ и сведений об источниках их финансирования. Тем самым, рекомендации SSG-47 [5] к объему представления в «первоначальном плане ВЭ» указанной информации могут быть применимы и в отношении концепции ВЭ ОИАЭ.

С учетом вышеуказанных положений был разработан проект руководства по безопасности при использовании атомной энергии, включающий в себя рекомендации по разработке концепции ВЭ на ранних стадиях жизненного цикла ОИАЭ, в том числе в части:

– учета в концепции ВЭ проектных решений, направленных на обеспечение ВЭ;

– формирования перечня информации, важной для обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ОИАЭ, подлежащей включению в базу данных по ВЭ ОИАЭ;

– представления в концепции ВЭ выбранного варианта ВЭ и обоснования его выбора;

– разработки в составе концепции ВЭ плана подготовки к ВЭ, содержащего описание мероприятий и работ по подготовке к ВЭ ОИАЭ при его эксплуатации, а также непосредственно во время действия лицензии на ВЭ ОИАЭ;

– включения в концепцию ВЭ описания организационных и технических решений по переработке и удалению РАО и обращению с материалами, не относящимися к РАО; и др.

При разработке указанных рекомендаций были учтены требования российских нормативных правовых актов и положения документов международных организаций

в области использования атомной энергии, в работе которых принимает участие Российская Федерация.

Результатом настоящей работы является руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по разработке концепции вывода из эксплуатации объекта использования атомной энергии. РБ-008-21», утвержденное приказом Ростехнадзора от 30 июля 2021 года № 265 [7] и в настоящее время доступное для использования эксплуатирующими организациями и другими заинтересованными сторонами.

**Литература**


1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения. НП-091-14»: утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 20.05.2014 № 216.

2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции. НП-012-16»: утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 10.01.2017 № 5.

3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла. НП-057-17»: утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 14.06.2017 № 205.

4. И.А. Афанасьев, А.Е. Щадилов. Материалы доклада «Результаты анализа документов эксплуатирующих организаций, обосновывающих безопасность при выводе из эксплуатации ОИАЭ». Отраслевой семинар по выводу из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов. Госкорпорация «Росатом», г. Санкт-Петербург, 2-6 декабря 2019 года.

5. IAEA Safety Standards. Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities. Specific Safety Guide № SSG-47. IAEA, Vienna, 2018.

6. IAEA Safety Standards. Decommissioning of Facilities. General Safety Requirements Part 6 № GSR Part 6. IAEA, Vienna, 2014.

7. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по разработке концепции вывода из эксплуатации объекта использования атомной энергии. РБ-008-21»: утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30.07.2021 г. № 265.

# КОНЦЕПТУАЛЬНАЯ МОДЕЛЬ ПЛОЩАДКИ КАК ИНСТРУМЕНТ ПЛАНИРОВАНИЯ РАБОТ В ОБЛАСТИ РЕАБИЛИТАЦИИ

*И.Л.Абалкина*

*ИБРАЭ РАН, г.Москва*

Концептуальная модель площадки (conceptual site model) – письменное или графическое представление экологической системы и биологических, физических и химических процессов, которые определяют перенос загрязняющих веществ из источников через компоненты природной среды к экологическим рецепторам в системе [1]. Концептуальная модель площадки (КМП) представлена в большом числе руководств и пособий, например, в стандарте ASTM International E1689-95 [1], международном стандарте ISO 21365 [2], Руководстве ГОСТ Р 53123-2008 [3], и широко используется в зарубежной практике при реабилитации участков с любым типом загрязнений.

Логика КМП построена на связи «источник – путь – рецептор» (рис.1). Завершённый путь – это путь воздействия на рецептора, который привязан к подтверждённому источнику и пути миграции, в незавершённом пути отсутствует один из этих трёх элементов.

КМП позволяет связать воедино различные аспекты, связанные с площадкой и её окружением, предложить на этой основе реалистичные сценарии облучения, сосредоточить внимание на наиболее важных путях воздействия и обеспечить поддержку принятия решений по определению конечного состояния площадки и выбору способов реабилитации.

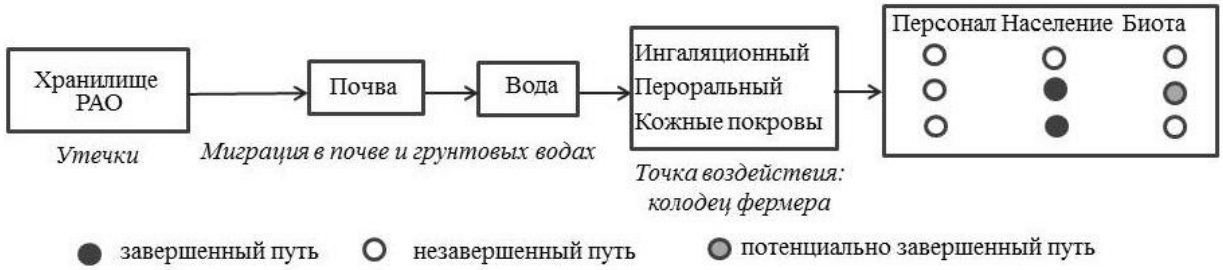



Рис.1. Пример описания связи «источник – путь – рецептор»

На наличии завершённого пути или, в другой терминологии, взаимосвязанной цепочки загрязнения (pollution linkage), обращается особое внимание, т.к. только при наличии этой связи возможно говорить об опасности, представляемом загрязнённым

участком. В то же время идентификации подлежат все пути, включая незавершённые, как и те, которые можно предположить в связи с будущим использованием площадки.

Подход на основе КМП универсален и может использоваться для всех типов загрязнения – химического, радиоактивного, комбинированного. Область применения КМП включает площадки любого размера и сложности – от небольшого пятна загрязнения на заводской территории до уникальных по составу объектов наследия. Также инструментарий КМП может применяться в новом строительстве для подтверждения пригодности участка для планируемой деятельности. Еще одна область использования – новые проекты, например, освоения месторождений полезных ископаемых, где КМП адресована вопросам будущих воздействий на человека и окружающую среду. КМП могут создаваться и для отдельных систем, например, для грунтовых вод. В зависимости от решаемых задач и сложности объекта разработка КМП может требовать принципиально различных усилий, времени и средств.

КМП обобщает и демонстрирует в наглядной форме известную и предполагаемую информацию о площадке, её условиях, рецепторах и связях между этими элементами. Такое представление может быть результировано в виде схемы или картинки, в виде трёхмерных изображений и т.д. КМП также способствует формированию у оператора, проектной команды и заинтересованных сторон согласованного видения площадки, основанного на имеющейся информации.

Основные принципы создания КМП:

- определение цели создания КМП (например, исследование загрязнённого участка для оценки риска/определения необходимости его реабилитации, новое строительство на участке, где ранее велась промышленная деятельность, и др.);

- определение границ КМП (площадка целиком или её часть, промплощадка объекта с прилегающей территорией, участок выявленного загрязнения и т.п.);

- идентификация и характеризация источников загрязнения, путей миграции загрязняющих веществ и рецепторов;

- идентификация и учёт неопределённостей (пробелы в информации, недостающие данные исследований, предположения, гипотезы);

- обновление, уточнение и верификация КМП по мере проведения дополнительных исследований и получения новой информации, а также развитие КМП в соответствии со стадиями реализации проекта реабилитации или иного проекта;

- соответствие сложности КМП сложности объекта и решаемой задаче.

В США, Великобритании, Франции вопросы реабилитации загрязнённых участков привязаны к оценке риска, для проведения которой требуется создание КМП. К рецепторам относят человека и биоту (как это принято, например, в США), но возможна и расширенная трактовка. Согласно ISO 21365:2019 [2] к рецепторам можно отнести все, на что влияет загрязнение, это не только люди и другие организмы, но и экосистемы в целом, компоненты природной среды и искусственные сооружения. В Великобритании законодательно установлено, что рецепторы, которые должны быть защищены от загрязнения, включают: людей; водную среду (все поверхностные воды, грунтовые воды и болота); экологические системы, которые определены как охраняемые территории (объекты особого научного интереса, национальные заказники и др.); объекты собственности (здания, скот, посевы, домашние и одомашненные животные, а также дикие животные, которые являются предметом охоты или рыболовства). Соответственно, такие рецепторы должным образом отражаются в КМП.

Во Франции в качестве рецепторов выступают население и охраняемые природные территории или ресурсы, которые чувствительны к загрязнению. Создание КМП требуется на этапе исследования участка и в дальнейшем для определения действий, которые необходимо предпринять. Если связь в цепочке загрязнения не реализована, загрязнение не представляет опасности, при этом его наличие фиксируется и сохраняется в документах. Разработка КМП также необходима при управлении радиоактивным и(или) химическим загрязнением почв, вызванным деятельностью базовых ядерных установок На основе КМП производятся количественные оценки радиационного воздействия и рисков для здоровья. Оператору установки следует рассматривать все варианты установленного и предполагаемого использования участка, при исключении каких-то вариантов это следует обосновать. Как правило, требуется провести полное удаление загрязнения, если это технически возможно

Использование КМП имеет большой потенциал применения на площадках ядерного наследия при обосновании безопасности вывода из эксплуатации, пунктов хранения РАО и др. В настоящее время вопросы реабилитации не урегулированы в нормативном плане, что может приводить к недостаточно обоснованным или избыточным с точки зрения радиационной защиты действиям. КМП позволяет должным образом показать, есть ли проблема и в чём она состоит.

В качестве примера можно привести КМП для территории, прилегающей к Кирово-Чепецкому химическому комбинату (КЧХК). Целями создания предварительной КМП

КЧХК являлись: 1) оценка радиационного риска, представляемого территорией, прилегающей к промплощадке КЧХК и включающей русло реки Елховка и озеро Просное; 2) предварительные выводы о необходимости или отсутствии необходимости реабилитации загрязненных участков на данной территории по радиологическим показателям; 3) отработка создания КМП и проверка работоспособности этого инструмента. Были разработаны сценарии использования территории (рис. 2) и проведены расчеты доз для выбранных рецепторов (табл. 1).

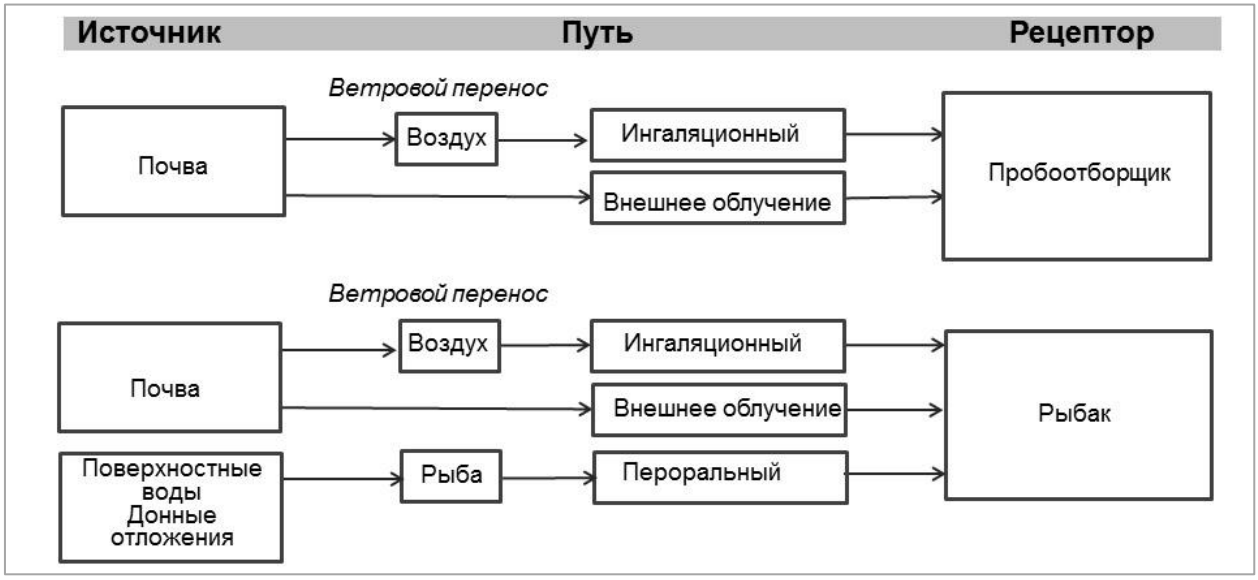



Рис.2. КМП КЧХК: описание «источник – путь – рецептор» для двух сценариев использования территории

Таблица 1. Оценки суммарных доз облучения в рамках КМП КЧХК

| Путь воздействия | Доза, мкЗв/год |
|---|---|
| Пробоотборщик | |
| Внешнее облучение<br>Внутреннее облучение: ингаляционное | 52,7<br>0,7 |
| Сумма | 53,4 |
| Рыбак | |
| Внешнее облучение<br>Внутреннее облучение: ингаляционное<br>Внутреннее облучение: пероральное | 47,0<br>0,4<br>20,8 |
| Сумма | 68,2 |

Проведенные расчеты показали, что даже при консервативных предположениях дозы облучения для двух сценариев текущего использования территории составляют менее 0,1 мЗв/год (подробнее см. [4]). Эти уровни показывают отсутствие необходимости в реабилитации рассматриваемой территории по радиационным признакам. Предварительная КМП КЧХК может использоваться для верификации и уточнения

оценок доз облучения по мере получения новой информации и для разработки других сценариев настоящего и будущего использования территории с проведением соответствующих расчетов. Рассмотренные сценарии могут служить в качестве референтных для указанной территории. Также предварительная КМП КЧХК является примером подхода к рассмотрению целесообразности и безопасности различных работ в случае планов их проведении на указанной территории.

Для многих российских ядерных объектов актуален вопрос судьбы пунктов хранения РАО, расположенных на промплощадках ОИАЭ или прилегающих к ним территориях. КМП позволяет комплексно рассматривать вопросы обеспечения долговременной безопасности, в том числе в части определения будущих рецепторов и разработки возможных сценариев использования территории. Этот подход проиллюстрирован на рис. 3, где показаны пути облучения для местного жителя от Сооружения 311 Ангарского электролизного химического комбината (Сооружение 311 – комплекс из шести приповерхностных хранилищ) через несколько столетий после его закрытия.

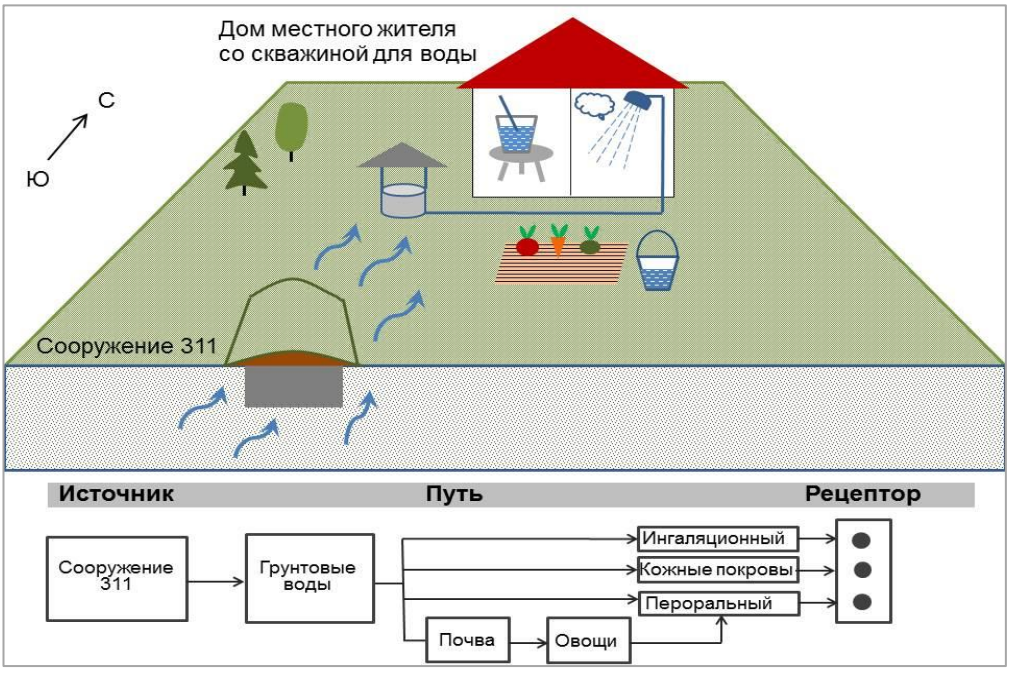



Рис.3. Сценарий для местного жителя, проживающего вблизи Сооружения 311 через несколько столетий после его закрытия

Еще один пример использования КМП связан с площадкой ВНИИХТ на Каширском шоссе в г. Москве. Пока будущее использование площадки не определено. Для самой предварительной оценки в целях последующих расчетов доз облучения было предложено рассмотреть трех рецепторов, это:

1) житель многоквартирного дома (будущее использование – жилые здания);

2) работник офиса (будущее использование – административные, торговые здания);

3) строительный рабочий (будущее использование – строительство зданий и сооружений на освобождаемой площадке).

Пути облучения включают: внешнее облучение; ингаляционный путь для пыли; ингаляционный путь для радона; пероральный путь для почвы; путь через кожные покровы.

**Выводы:**

КМП относится к лучшим практикам реабилитации и применима к площадкам с любым типом загрязнений. КМП представлена в большом числе руководств и пособий и широко используется в различных странах при реабилитации площадок, в том числе предписывается к использованию регуляторами. Также КМП используется для моделирования потенциального воздействия объектов на окружающую среду (при обосновании безопасности объектов захоронения отходов, новой деятельности по добыче полезных ископаемых, при новом строительстве и др.) КМП способствует формированию у оператора, проектной команды и заинтересованных сторон согласованного видения площадки, это удобное средство коммуникации с различными аудиториями.

Перспективы использования инструментария КМП на площадках ЯРОО включают: характеризацию площадки для разработки проекта вывода из эксплуатации/реабилитации; разработку реалистичных сценариев облучения для конкретных площадок; определение критериев конечного состояния в части остаточной радиоактивности; поддержку принятия решений по выбору стратегий и методов реабилитации; обоснование долговременной безопасности пунктов размещения и консервации особых РАО; для сложных площадок – понимание и моделирование поведения площадки.

**Литература**

1. ASTM International E1689-95 (2008) Standard Guide for Developing Conceptual Site Models for Contaminated Sites. https://www.astm.org/Standards/E1689.htm

2. Soil quality – Conceptual site models for potentially contaminated sites. International Standard ISO 21365 https://www.iso.org/obp/ui/#iso:std:iso:21365:dis:ed-1:v1:en

3. Национальный стандарт Российской Федерации. Качество почвы. Отбор проб. Часть 5. Руководство по изучению городских и промышленных участков на предмет загрязнения почвы ГОСТ Р 53123-2008.

4. Абалкина И. Л., Панченко С. В. Концептуальная модель площадки как пример лучших практик в области реабилитации. Препринт № IBRAE-2020-02. – М.: ИБРАЭ РАН, 2020. – 49 с. http://ibrae.ac.ru/docs/109/preprint2020-02i(ispr).pdf

# ОЦЕНКА СТОИМОСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИ ЯРОО В УСЛОВИЯХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ИСХОДНЫХ ДАННЫХ

*Ильясов Д.Ф.*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Проблема точности оценки стоимости вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов (ЯРОО) и обращения с образующимися отходами, включая РАО, в настоящее время стоит достаточно остро. Практический опыт по данным направлениям показывает, что используемые до текущего момента методы планирования и оценки стоимости таких работ на предпроектном этапе обеспечивают крайне неточные оценки: расхождения планируемых и фактических затрат могут превышать 100%. При таком уровне неточности оценок становится невозможным корректно решать задачи по поиску оптимальных стратегий по выводу из эксплуатации ЯРОО, формированию долгосрочных программ, в том числе разработки плана резервирования средств для обеспечение будущих обязательств.

Ключевым фактором, обеспечивающим неточность оценочных значений стоимости работ по выводу из эксплуатации ЯРОО, является неопределенность исходных данных для расчетов. В связи с этим в последнее время активно развиваются направления по уточнению информации об объектах и их радиационном загрязнении, в частности широкое применение получила технология создания цифровых информационных моделей объектов (building information models, BIM). Технология позволяет создать цифрового двойника объекта с расширенной информацией о параметрах строительных конструкций и оборудования, а также загрязнении поверхностей, полученных с использованием методов аппроксимации данных радиационного обследования.

Для оценки стоимости работ по выводу из эксплуатации ЯРОО разработана финансово-экономическая модель, использующая в качестве исходных данных информацию из BIM. Методической основой для оценки стоимости демонтажных работ является методика определения сметной стоимости строительства и сноса объектов капитального строительства на территории Российской Федерации, утвержденная приказом Минстроя России № 421/пр от 04.08.2020. Данная методика применяется в том числе для определения объемов образующихся чистых строительных отходов и совокупных трудозатрат для выполнения работ. Для определения объемов образующихся отходов с повышенным содержанием радионуклидов и РАО при выполнении дезактивационных и демонтажных работ с загрязненными радионуклидами

поверхностями и оборудованием разработана специальная методика. Для каждого типа и категории отходов формируется технологическая цепочка обращения с ними – последовательность операций с параметрами, учитывающими изменение объемов и характеристик отходов после каждого этапа их переработки и упаковки. Для определения стоимости дезактивационных работ и обращения с РАО сформирована база расценок на основе анализа практического опыта выполнения аналогичных работ.

В модели используются от 50 до 100 параметров, значения которых обладают неопределенностью и могут варьироваться в определенном диапазоне. Для анализа влияния этих неопределённостей на результирующие оценки используется стохастическое моделирование (метод Монте-Карло), позволяющее оценить вариацию стоимости вывода из эксплуатации ЯРОО и получить доверительные интервалы оценки с заданной вероятностью.

Другим важным аспектом учета неопределенностей параметров финансово-экономической модели является анализ чувствительности модели к варьируемым параметрам. Это позволяет выделить переменные, оказывающие существенное влияние на результат, что впоследствии позволит акцентировать внимание на точности их получения, и наоборот – слабо влияющие переменные, которые можно зафиксировать. Все описанные в работе модели, алгоритмы и методы внедрены в разработанное специализированное программное обеспечение для оценки и анализа стоимости работ по выводу из эксплуатации ЯРОО.

## Развитие методологии оценки стоимости ВЭ в условиях неопределённости исходных данных с применением информационных технологий является важным направлением для повышения эффективности управленческих решений

1. В настоящий момент в РФ остановлено около 400 ОИАЭ на 20 предприятиях отрасли
2. Опыт планирования работ по ВЭ показывает, что фактические стоимости проектов могут отличаться от предварительных оценок более чем на 100% - это общемировая проблема, которая неоднократно обсуждалась на семинарах МАГАТЭ и ОЭСР
3. Учитывая масштаб проблемы и объем необходимых финансово-экономических ресурсов, подобные неточности значительно снижают эффективность деятельности и усложняют планирование
4. Применение цифровых информационных технологий при планировании ВЭ ОИАЭ и оценке стоимости проекта позволит значительно улучшить качество исходных данных и существенно поможет при разработке концепции ВЭ и планировании

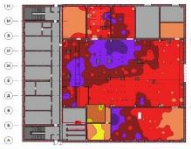
## Для комплексного анализа и оперативного обоснования эффективности решения в части ВЭ ЯРОО необходимо разработать методологию и программное обеспечение для управления данными

### *Сбор и систематизация данных о ЯРОО*

Лазерное сканирование

Анализ технической документации

Данные КИРО по тех. состоянию и загрязнениям



### *Разработать методологию анализа эффективности различных стратегий ВЭ!*

- Анализ и оценка безопасности решений по ВЭ
- Прогноз объемов образования различных категорий отходов
- Технико- и финансово-экономический анализ
- Оценка объемов необходимых ресурсов
- Анализ достаточности имеющейся инфраструктуры
- Риск-анализ и анализ неопределенностей

**Для оперативного обоснования решения необходимо разработать программное обеспечение!**

### *Принятие управленческих решений*

- Формирование критериев принятия решения
- Разработка концепции ВЭ ЯРОО
- Планирование движения потоков отходов и нагрузки на инфраструктуру
- Обоснование необходимости сооружения новой инфраструктуры
- Разработка проекта ВЭ ЯРОО
- Разработка дорожной карты

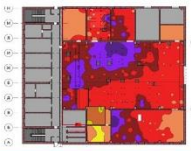
## Одним из примеров такого программного обеспечения является PLEIADES Smarter Plant Decommissioning (EU)

***Сбор и систематизация данных о ЯРОО***

Лазерное сканирование

Анализ технической документации

Данных КИРО по тех. состоянию и загрязнениям



**PLEIADES**
Smarter Plant Decommissioning

- PLEIADES, the Smarter Plant Decommissioning – экосистема для систематизации данных и оптимизации процессов по ВЭ ЯРОО
- Была презентована 15 сентября 2021 на конференции DEM-2021
- Проект финансируется European commission
- Плановый срок окончания разработки – август 2023 г.
- Ссылка на презентацию: https://ife.no/wp-content/uploads/2021/03/1.06-Istvan-Szoke-PLEIADES.pdf

***Принятие управленческих решений***

- Формирование критериев принятия решения
- Разработка концепции ВЭ ЯРОО
- Планирование движения потоков отходов и нагрузки на инфраструктуру
- Обоснование необходимости сооружения новой инфраструктуры
- Разработка проекта ВЭ ЯРОО
- Разработка дорожной карты



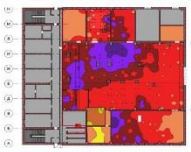
## В ИБРАЭ РАН в настоящее время для этих целей разрабатывается «Decommissioning Smart Planner» (DSP)

***Сбор и систематизация данных о ЯРОО***

Лазерное сканирование

Анализ технической документации

Данных КИРО по тех. состоянию и загрязнениям



DSPlanner
**«Decommissioning Smart Planner»**

- Базируется на стандартах из сборников Минстроя РФ
- Позволяет оценивать стоимость демонтажных и дезактивационных работ, а также стоимость обращения с РАО для различных сценариев
- Позволяет проводить имитационное моделирование процессов обращения с РАО, формировать потоки РАО и анализировать их движение по установкам
- Оперативность решения задач благодаря высокой степени автоматизации алгоритмов при выполнении расчетов
- Быстрое и удобное формирование отчетов, наличие дашбордов для наглядной визуализации результатов
- **В системе разработана функция для анализа неопределенности и чувствительности технико- и финансово-экономических моделей**

***Принятие управленческих решений***

- Формирование критериев принятия решения
- Разработка концепции ВЭ ЯРОО
- Планирование движения потоков отходов и нагрузки на инфраструктуру
- Обоснование необходимости сооружения новой инфраструктуры
- Разработка проекта ВЭ ЯРОО
- Разработка дорожной карты

## В DSP внедрен алгоритм расчета стоимости демонтажных и дезактивационных работ на основе данных из Цифровых информационных моделей (ЦИМ)

Входными данными являются спецификации с характеристиками элементов ЦИМ и структура декомпозиции работ (СДР)

Полуавтоматизированный подбор расценки (ФЕРа) для каждого элемента ЦИМ

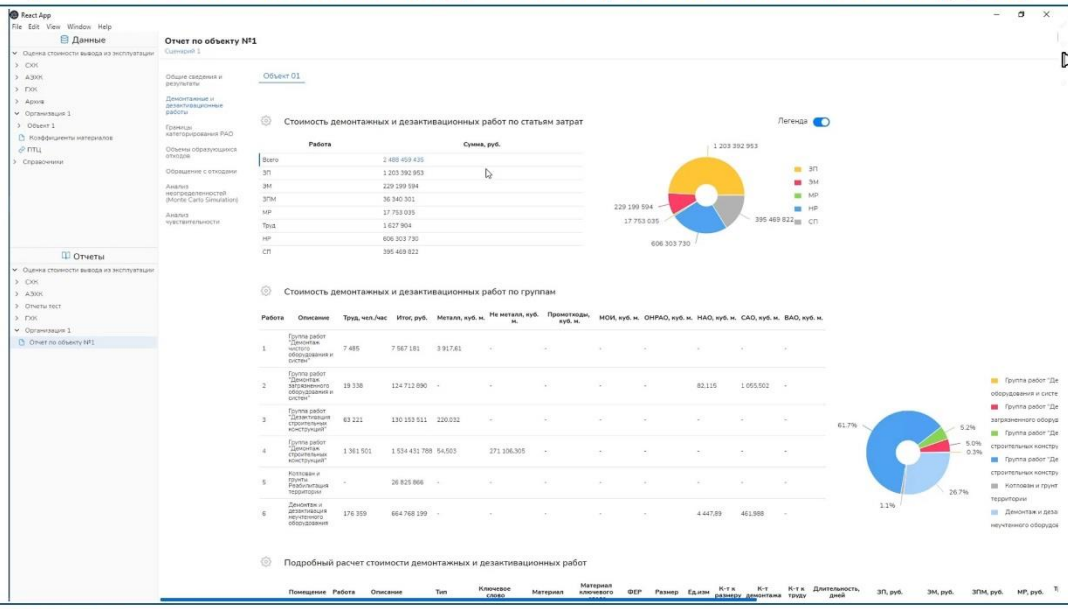
Стоимость рассчитывается в разрезе групп работ и статей затрат. Дополнительно вычисляются трудозатраты и объемы образования отходов, которые далее категорируются

| Работа | Описание | ЗП | ЭМ | ЗПМ | МР | Труд | НР | СП | Итог | Металл | Не металл | Промотходы | МОИ | ОНРАО | НАО | САО | ВАО |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | Группа работ "Демонтаж чистого оборудования и систем" | 2 356 037 | 88 728 | 55 415 | - | 2 329 | 2 575 773 | 1 602 647 | 6 678 600 | 552,506 | - | - | - | - | - | - | - |
| 2 | Группа работ "Демонтаж загрязненного оборудования и систем" | 7 945 692 | 843 293 | 443 586 | - | 8 847 | 2 680 548 | 1 936 623 | 13 849 742 | - | - | - | - | 26,542 | 240,751 | 100,317 | 0,153 |
| 3 | Группа работ "Дезактивация строительных конструкций и покрытий" | 3 302 425 | 101 821 | 13 516 | - | 5 663 | 1 622 387 | 1 032 428 | 6 072 578 | - | 371,613 | - | - | - | - | - | - |
| 4 | Группа работ "Демонтаж строительных конструкций " | 400 970 | 101 314 | 39 717 | 1 389 | 1 382 | 526 872 | 287 422 | 1 357 683 | - | 9,606 | - | - | - | - | - | - |

Функция рассчитывает две агрегационные таблицы: стоимость по статьям затрат, стоимость по группам работ и одну с подробным расчетом стоимости демонтажа или дезактивации каждого элемента ЦИМ.



## Модуль 1. Расчет стоимости демонтажных и дезактивационных работ на основе данных Цифровой информационной модели (ЦИМ)




Видео

## На основе данных радиационных обследований DSP прогнозирует объемы образования отходов по типам и категориям

Источником данных для прогнозирования объемов и категорирования отходов демонтируемого оборудования и строительных конструкций является КИРО и дополнительные радиационные обследования

Категорирование отходов осуществляется с применением методов интерполяции замеров из КИРО и разработанного алгоритма категорирования на основе накопленного практического опыта (стат. данных).

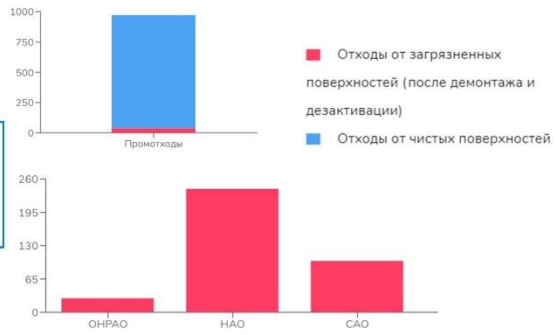
В базу данных приложения загружено большое количество справочных материалов, включая нормативы образования отходов, плотности материалов, параметры различных методов дезактивации и другие…

### Категорирование отходов

| Помещение | Материал | Среднее стена | Категория РАО | Границы РАО | $x_1$ | $x_2$ | $\Phi(x_1)$ | $\Phi(x_2)$ | P(i) | Площадь, м² | Площадь загрязнения, м² | Толщина, м | Объем загрязнения, м³ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 4031 | бетон (пол) | 18,505 | МОИ | 90 - 765 | 3,864 | 40,341 | 0,5 | 0,5 | 0 | 135,164 | 0,003 | 0,01 | 0 |
| 6523 | бетон (пол) | 26,036 | Промотходы | 0 - 90 | -1 | 2,457 | - | 0,993 | 0,993 | 35,64 | 35,39 | 0,01 | 0,407 |
| 6523 | бетон (пол) | 26,036 | МОИ | 90 - 765 | 2,457 | 28,383 | 0,493 | 0,5 | 0,007 | 35,64 | 0,249 | 0,01 | 0,003 |

### Сводная таблица объемов образующихся отходов

| Материал | Промотходы | МОИ | ОНРАО | НАО | САО | ВАО |
|---|---|---|---|---|---|---|
| пластикат | 3,584 | 0,587 | - | - | - | - |
| металлическая плитка | 2,378 | - | 0,778 | - | - | - |
| штукатурка | 20,886 | - | - | - | - | - |
| бетон (пол) | 11,194 | 0,003 | - | - | - | - |
| чистый металл | 552,506 | - | - | - | - | - |
| строительный мусор | 381,219 | - | - | - | - | - |
| оборудование | - | - | 26,542 | 240,751 | 100,317 | 0,153 |
| **Всего** | **971,768** | **0,59** | **27,32** | **240,751** | **100,317** | **0,153** |



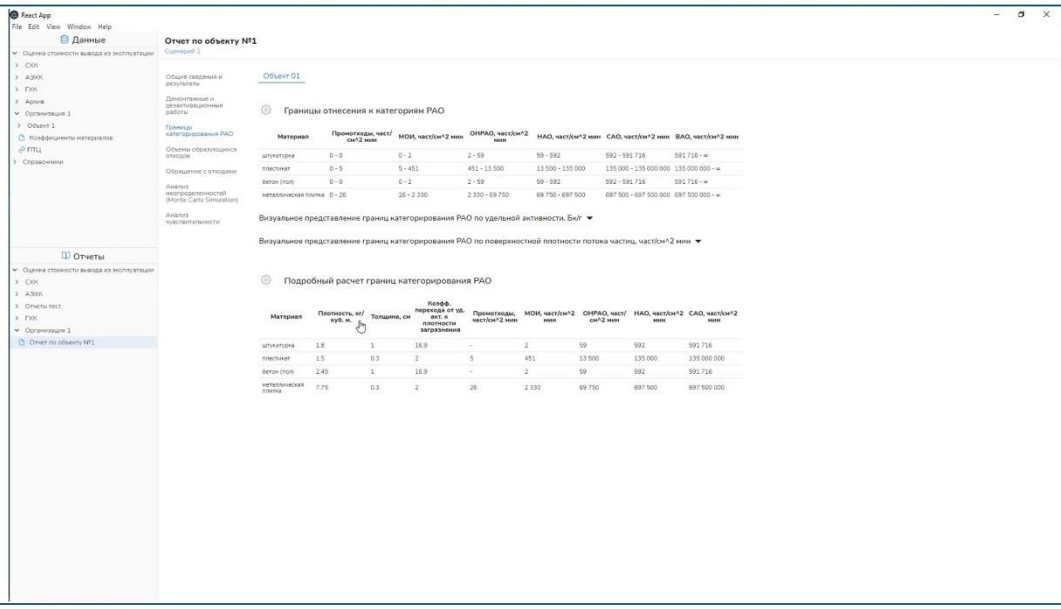






## Модуль 2. Прогнозирование объемов образования отходов по типам и категориям после демонтажных и дезактивационных работ

Видео

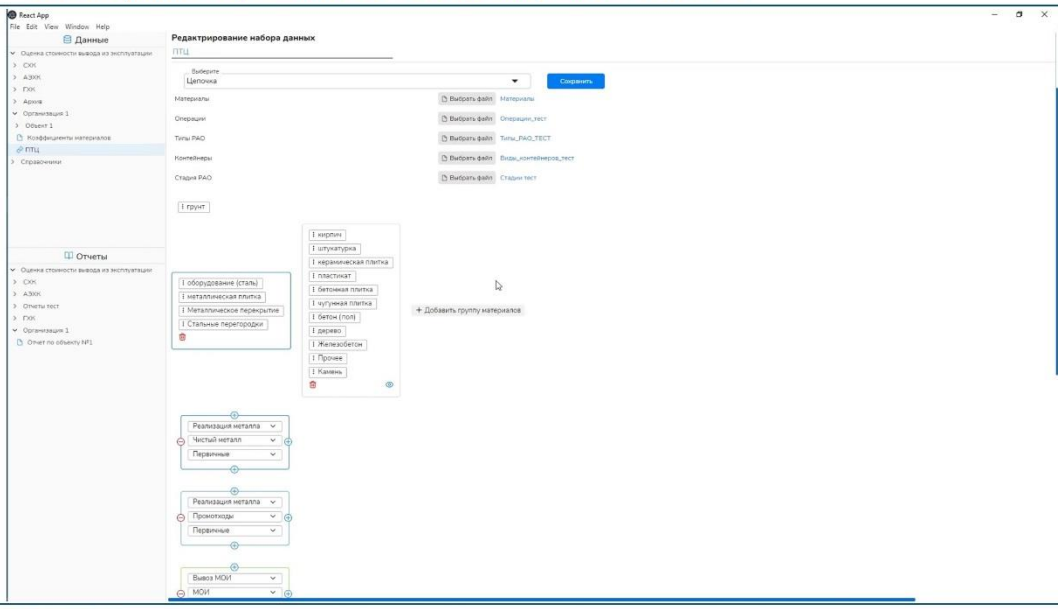


## Модуль 2. Прогнозирование объемов образования отходов по типам и категориям после демонтажных и дезактивационных работ

Видео

## Модуль 3. Ввод данных по технологическим процессам (блок-схемы) для обращения с отходами, включая РАО

Видео



## С учетом прогнозов образования отходов, технологий обращения с ними и справочников стоимостей DSP оценивает стоимость обращения с отходами

Удельная стоимость операция по обращению с РАО содержится в базе данных программы

| Материал | Начальный объем | Объем | Стоимость |
|---|---|---|---|
| штукатурка | 274,265 | 274,265 | 186 225,846 |
| пластикат | 35,419 | 35,419 | 40 260,473 |
| бетон (пол) | 274,88 | 274,88 | 66 746,398 |
| Железобетон | 9,606 | 9,606 | 6 522,454 |
| Прочее | 0 | 0 | 0 |
| оборудование (сталь) | 743,571 | 750,258 | -3 737 812,493 |
| металлическая плитка | 3,156 | 3,183 | -27 599,698 |
| Стальные перегородки | 0 | 0 | 0 |

Дополнительно рассчитываются изменения объемов отходов: после демонтажа, после переработки, к захоронению

| Класс РАО | Начальный объем | Объем после переработки | Объем к захоронению |
|---|---|---|---|
| Чистый мусор | 381,219 | 381,219 | 0 |
| Чистый металл | 552,506 | 631,069 | 0 |
| Промотходы | 38,042 | 38,042 | 0 |
| МОИ | 0,59 | 0,59 | 0 |
| ОНРАО | 27,32 | 63,941 | 80,535 |
| НАО | 240,751 | 219,157 | 268,45 |
| САО | 100,317 | 13,581 | 62,05 |
| ВАО | 0,153 | 0,013 | 0 |

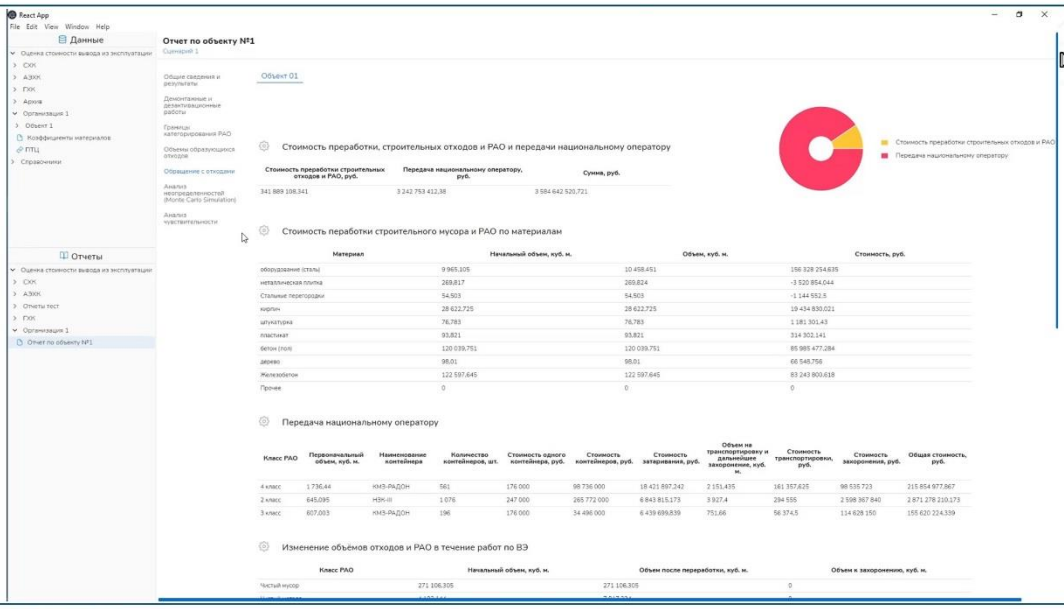
Стоимость покупки тары, затаривания, транспортировки и передачи оператору рассчитываются отдельно от стоимости переработки отходов

| Класс РАО | Первоначальный объем | Наименование контейнера | Количество контейнеров | Стоимость одного контейнера | Стоимость контейнеров | Стоимость затаривания | Объем на транспортировку и дальнейшее захоронение | Стоимость транспортировки | Стоимость захоронения | Общая стоимость |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 3 класс | 216,916 | КМЗ-РАДОН | 70 | 176 000 | 12 320 000 | 2 301 257,129 | 268,45 | 20 133,75 | 40 938 625 | 55 580 015,879 |
| 4 класс | 62,984 | КМЗ-РАДОН | 21 | 176 000 | 3 696 000 | 668 200,66 | 80,535 | 6 040,125 | 3 688 503 | 8 058 743,785 |
| 2 класс | 10,078 | НЗК-III | 17 | 247 000 | 4 199 000 | 106 912,198 | 62,05 | 4 653,75 | 41 052 280 | 45 362 845,948 |



## Модуль 4. Оценка стоимости обращения с отходами, включая РАО

Видео



## Основные этапы разработки алгоритмов для анализа неопределенностей стоимости работ на основе метода моделирования Монте Карло

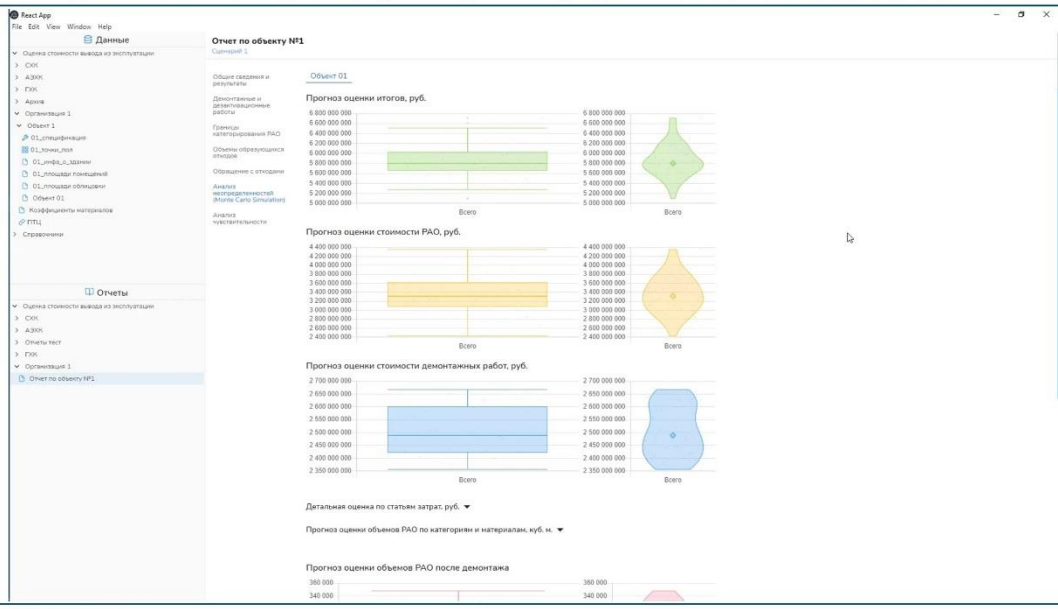
Отбор переменных (неточных) параметров экономико-математической модели

Определение вероятностях законов распределения для варьируемых величин и установка параметров закона

Разработка алгоритма реализации имитационного моделирования, генерация случайных величин и выполнение расчетов



## Модуль 5. Анализ распределения совокупных затрат и объемов образования отходов с учетом неопределённости исходных данных



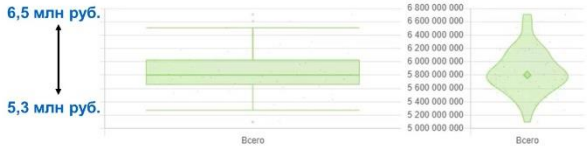

Видео

## Уровень разброса стоимости проекта по ВЭ преимущественно обусловлен высокими уровнем неопределённостей данных для оценки стоимости обращения с РАО

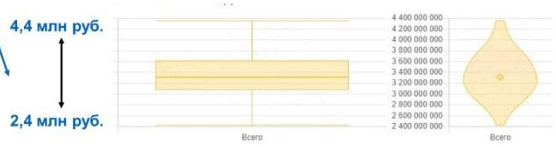
1. Нехватка данных по замерам в КИРО, погрешность измерений загрязнений;
2. Плотность строительных конструкций и оборудования после демонтажных работ;
3. Глубина загрязнений;
4. Неопределенности параметров операций по обращению с РАО;
5. Вариация стоимости операций по обращению с РАО;
6. Эффективность дезактивационных работ;
7. Погрешность моделирования

1. Погрешность в оценках масса-габаритных характеристик по итогам 3D-моделирования;
2. Вариация цен на материалы и стоимости работы;
3. Площади загрязненных поверхностей.

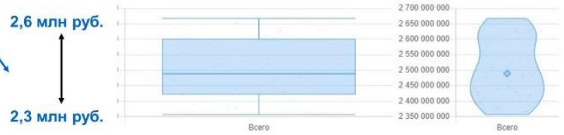
**Совокупные затраты**




**Затраты на обращение с отходами**

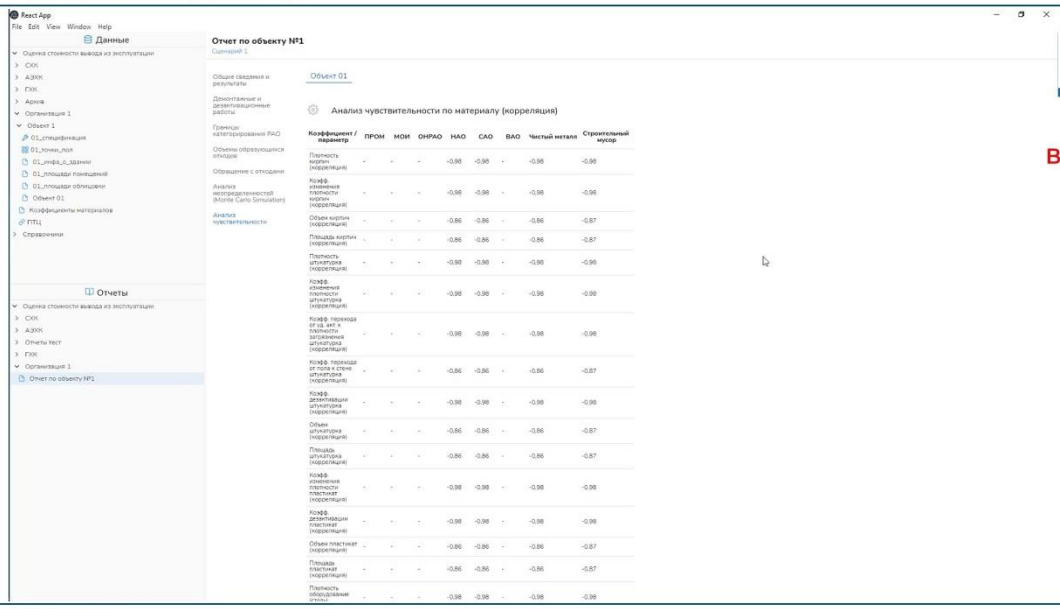



**Затраты на демонтажные и дезактивационные работы (на месте)**






## Модуль 6. Анализ чувствительности результатов моделирования к исходным данным




Видео

Модуль в разработке!

## Заключение

1. При оценке стоимости вывода из эксплуатации ЯРОО необходимо учитывать большой набор технических, технологических и экономических параметров, многие из которых на этапе планирования работ определены крайне неточно!

2. Неопределенность этих параметров и зачастую возникающие в связи с этим непредвиденные работы являются основной причиной несоответствия фактических и планируемых затрат

3. Разрабатываемое в ИБРАЭ РАН приложение «Decommissioning Smart Planner» позволяет на основе данных 3D моделирования ЯРОО проводить детальный статистический анализ экономических оценок

4. Результаты статического анализа и интервальные экономические оценки позволяют более эффективно обосновывать выбор концепции вывода из эксплуатации ЯРОО и используемых технологий

# РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА РЕАКТОРОВ ВВЭР КАК ИСТОЧНИК РАО НА СТАДИИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

И.А. *Енговатов*

*НИУ МГСУ, г. Москва*

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

- **Актуальность**
- **Пересмотр основной стратегии ВЭ в пользу немедленного демонтажа (ориентировочный срок работ 20 лет).**
- **Ограниченный опыт практической реализации работ по ВЭ.**
- **Наличие значительных объемов РАО, образующихся в результате демонтажа зданий и сооружений АЭС.**
- **- До 2030 года – ВЭ- 60 % энергоблоков в РФ**
- **- До 2045 года – ВЭ 100% энергоблоков сооруженных в прошлом столетии**

- **Таким образом, осуществление работ по ВЭ АЭС является одной из главных задач этого десятилетия.**

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

- В процессе эксплуатации на блоках АЭС накапливается большое количество радионуклидов, приводящих при проведении работ по их выводу из эксплуатации к образованию значительного объема радиоактивных отходов (РАО).
- Так называемая остаточная радиоактивность, обусловленная радиоактивной загрязненностью части защитных материалов и конструкций и наведенной активностью.

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

- Радиоактивное загрязнение защитных конструкций, помещений и оборудования на остановленных блоках АС в основном определяется радиоактивным контуром теплоносителя. Теплоноситель, проходя через активную зону реактора, активируется и становится радиоактивным, приобретая наведенную активность с образованием радионуклидов при облучении нейтронами, по реакциям (n, γ), (n,p) и (n, α)

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

- Другим источником образования радионуклидов является наведенная активность (активация) оборудования, материалов и конструкций в зданиях АЭС. Под действием нейтронов, генерируемых активной зоной реактора, оборудование, конструкционные и защитные строительные материалы становятся радиоактивными.

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

- Другим источником образования радионуклидов является наведенная активность (активация) оборудования, материалов и конструкций в зданиях АЭС. Под действием нейтронов, генерируемых активной зоной реактора, оборудование, конструкционные и защитные строительные материалы становятся радиоактивными.

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

- Наведенная активность материалов и конструкций радиационно-тепловой и биологической защиты реакторов ВВЭР в значительной степени определяет объемы, класс и категорию твердых РАО на стадии вывода из эксплуатации. Основным компонентом радиационной защиты являются бетоны, представляющие сложные композиционные материалы, включающие в разных концентрациях большинство химических элементов периодической системы. На изотопах, так называемых активационно-опасных элементов, в результате ядерных реакций образуются радионуклиды, определяющие наведенную активность.

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

- Для того, чтобы оценить объемы, категории и классы РАО образующихся при демонтаже радиационно-тепловой и биологической защиты реакторов ВВЭР были определены основные радионуклиды, определяющие радиоактивное загрязнение на стадии вывода из эксплуатации в диапазоне времени выдержки после останова реактора от 1 года до 1000 лет.

# Основные радионуклиды, определяющие суммарную удельную активность бетонов ЯУ

| Радионуклид | Реакция образования | Вид излучения | Период полураспада |
|---|---|---|---|
| $^{3}H$ | $^{6}Li^{**}$ (n,p) $^{3}H$ | β | 12,35 года |
| $^{41}Ca$ | $^{40}Ca$ (n,γ) $^{41}Ca$ | электроны Ожэ | 1,40E+05 лет |
| $^{55}Fe$ | $^{54}Fe^{*}$ (n,γ) $^{55}Fe$ | КХ | 2,73 года |
| $^{59}Ni$ | $^{58}Ni^{**}$ (n,γ) $^{59}Ni$ | β,КХ | 7,50E+04 лет |
| $^{60}Co$ | $^{59}Co^{**}$ (n,γ) $^{60}Co$ | γ | 5,27 лет |
| $^{63}Ni$ | $^{62}Ni^{**}$ (n,γ) $^{63}Ni$ | β | 101,1 лет |
| $^{94}Nb$ | $^{93}Nb^{**}$ (n,γ) $^{94}Nb$ | γ | 2,03E+04 лет |
| $^{134}Cs$ | $^{133}Cs^{**}$ (n,γ) $^{134}Cs$ | γ | 2,06 лет |
| $^{152}Eu$ | $^{151}Eu^{**}$ (n,γ) $^{152}Eu$ | γ | 13,54 лет |
| $^{154}Eu$ | $^{153}Eu^{**}$ (n,γ) $^{154}Eu$ | γ | 8,59 лет |
| $^{233}U$ | $^{232}Th^{**}$ (n,γ) $^{233}U$ | α | 1,58E+05 лет |
| $^{239}Pu$ | $^{238}U^{**}$ (n,γ) $^{239}Pu$ | α | 2,40E+04 лет |

* - примесные (<1% по массе)  ** - следовые (<0,01% по массе)

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

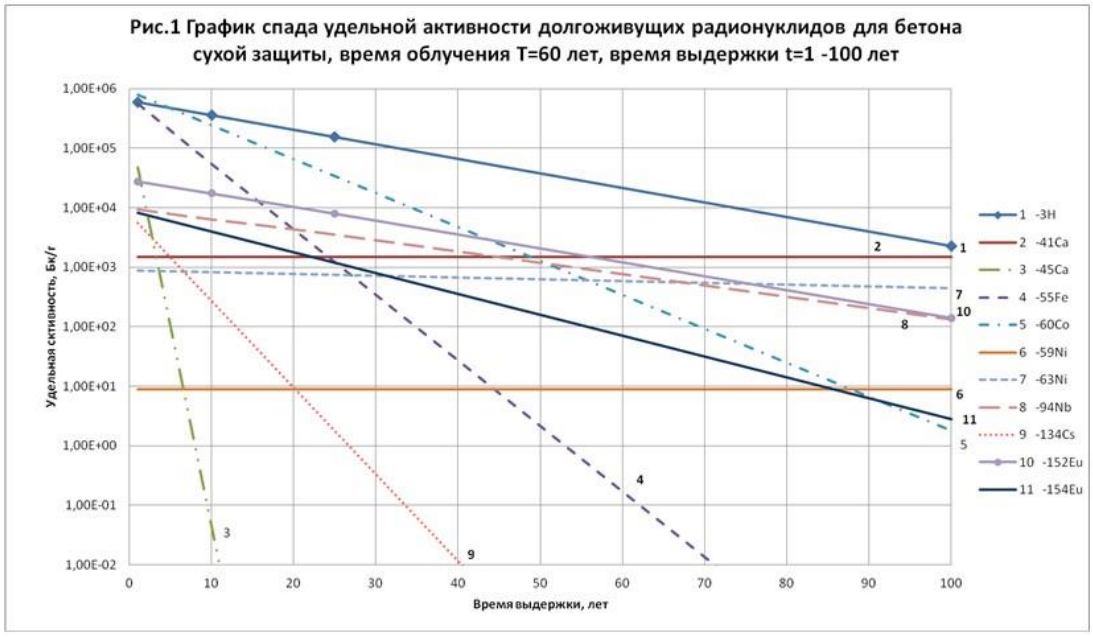
- Основные радионуклиды определяющие радиоактивное загрязнение защитных материалов и конструкций
  - **1-25 лет**
- Co-60, Cs-137, Sr-90+Y-90, Cs-134, Mn-54, Fe -59, Ni-63
  - **25-100 лет**
- Cs-137, Sr-90+Y-90, Co-60, Ni-59, Am-241
  - **100-1000 лет**
- Ni-59, Am-241, Pu-239

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

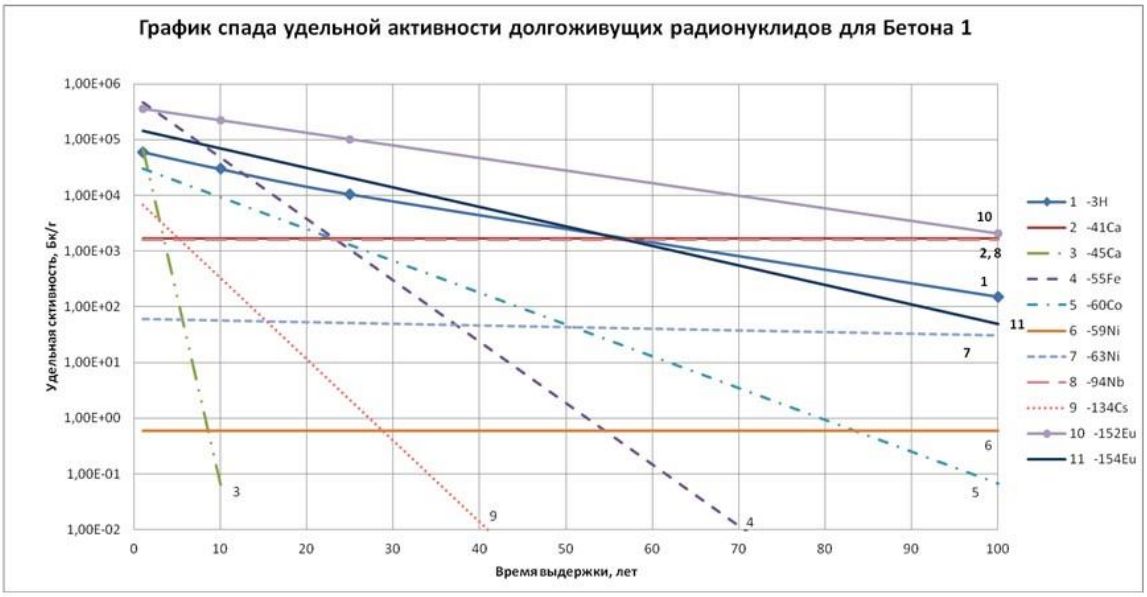
- Наведенная активность в значительной степени определяет объемы, класс и категорию твердых РАО на стадии вывода из эксплуатации. Основным компонентом радиационной защиты являются бетоны, представляющие сложные композиционные материалы, включающие в разных концентрациях большинство химических элементов периодической системы. На изотопах, активационно-опасных элементов, в результате ядерных реакций образуются радионуклиды, определяющие наведенную активность. Эти радионуклиды имеют значительно отличающиеся периоды полураспада и различные спектрально-энергетические характеристики излучения. Для бетонов с наведенной активностью необходимо корректное применение установленного российским законодательством критерия отнесения отходов к РАО. так как именно в нем количественно учтены существенные различия значений радиотоксичности всех радионуклидов, входящих в состав РАО, безотносительно, каким от используемых классификационных признаков эти радионуклиды характеризуются: содержащие тритий, только бета-излучающие (без трития), альфа –излучающие, трансурановые радионуклиды.

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**

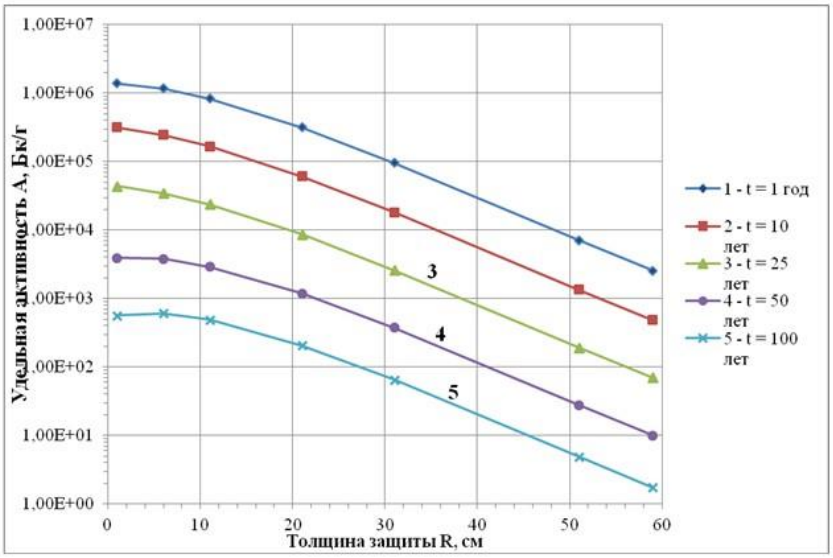
- Для того, чтобы оценить объемы, категории и классы РАО образующихся при демонтаже радиационно-тепловой и биологической защиты реакторов ВВЭР выполнен детальный совместный анализ временного и пространственного распределений по изотопной и суммарной наведенной активности защиты, выполненной из различных бетонов.
- Некоторые результаты представлены на последующих слайдах



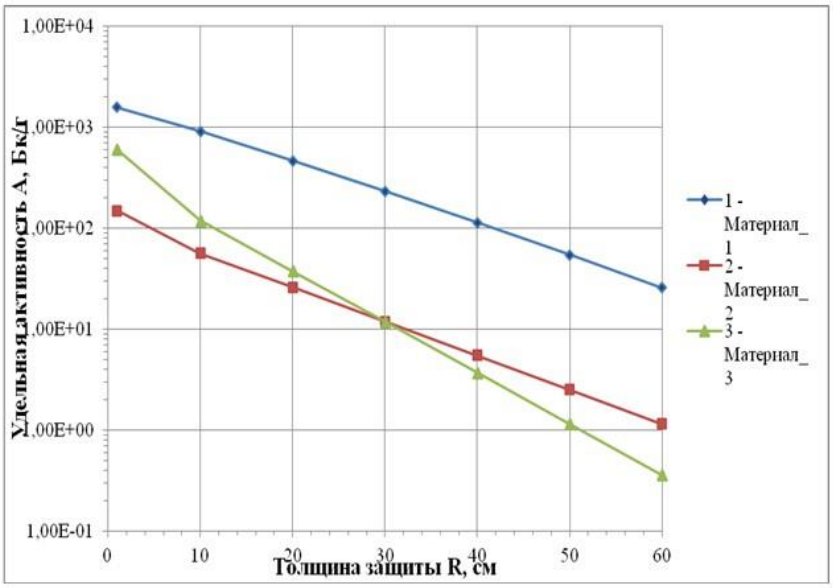

**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**



**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**




**Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации**
**НИУ МГСУ, НИЦ КИ**



## Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации
## НИУ МГСУ, НИЦ КИ

- Полученные результаты показали ряд существенных особенностей при классификации РАО защитных бетонов. К ним в частности относятся:
- - незначительные удельные активности трансурановых элементов, а также долгоживущих радионуклидов с периодом полураспада более 31 года, наличие которых в РАО определяет их отнесение к наиболее высоким классам по потенциальной опасности с наиболее жесткими ограничениями верхнего предела суммарной удельной активности всех радионуклидов;
- - высокие значения удельной активности 3H и 55Fe при предельных значениях удельной активности 106 и 105 Бк/г, соответственно по критерию отнесения к РАО;
- В то же время результаты расчетов доказали возможность значительного уменьшения объемов РАО путем управления сроком выдержки на стадии вывода из эксплуатации и оптимизации состава бетонов для биологической защиты на стадии проектирования АЭС нового поколения

## Радиационная защита АЭС с реакторами ВВЭР как источник РАО на стадии вывода из эксплуатации
## НИУ МГСУ, НИЦ КИ


- 1. May S., Piccot D., Btrgman L., et al. Activation of biological shields. – In: Proc. of European Conference on Decommissioning of Nuclear Power Plants, Louxemburg, 1984, p. 47 – 60.
- 2. Енговатов И.А., Машкович В.П., Орлов Ю.В., Пологих Б.Г., Хлопкин Н.С., Цыпин С.Г. Радиационная безопасность при выводе из эксплуатации реакторных установок гражданского и военного назначения/ Проект МНТЦ №465-97, выполненный под научным руководством академика Хлопкина Н.С. – М.: «Паимс», 1999. – 300 стр.
- 3. Былкин Б.К., Енговатов И.А. Вывод из эксплуатации реакторных установок: монография (Библиотека научных разработок и проектов НИУ МГСУ). – МГСУ, 2014. – 228 с.
- 14. Evans J.C., Lepel E.A., Sundens R.W. et. al. Long-Lived Activation Products in Light-Water Reactor Construction Materials. Implication for Decommissioning. – In: Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle. 1988, vol. 11(1), p. 1 – 39.
- 16. Былкин Б.К., Енговатов И.А. Кожевников А.Н., Синюшин Д.К. К определению категории РАО для бетонов радиационной защиты ядерных установок при их выводе из эксплуатации. – Атомная энергия, 2016, т. 121 вып. 5, с . 298 – 301.
- 17. Былкин Б.К., Енговатов И.А. Кожевников А.Н. Выбор бетона радиационной защиты для АЭС нового поколения. – Атомная энергия, 2015, т. 118, вып. 6, с. 350– 354.
- 18. Былкин Б.К., Енговатов И.А., Кожевников А.Н., Синюшин Д.К. Наведенная активность радиационной защиты в проблеме вывода из эксплуатации ядерных установок. – Ядерная и радиационная безопасность, 2017, №3 (85), с. 1 – 14.

# УЧЕТ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ ПРИ ПЛАНИРОВАНИИ КИРО И ИНТЕРПРЕТАЦИИ ЕГО РЕЗУЛЬТАТОВ

*Е.А. Савельева, А.А. Самойлов*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Введение

Планирование мероприятий по выводу из эксплуатации объектов ядерного наследия опирается во многом опирается на результаты проведения КИРО, основные рекомендации по выполнению, которого изложены в руководстве по безопасности РБ-159-19 [1]. По результатам КИРО оценивается количество РАО, относящегося к различным категориям (ВАО, САО, НАО, ОНРАО), требования к обращению с которыми (и соответственно стоимость) различаются.

Таким образом, выполнение КИРО может рассматриваться как одно из важнейших мероприятий при подготовке к выводу из эксплуатации объекта. Результат выполнения любого мероприятия, связанного с проведением численных оценок, во многом определяется качеством учета присущих ему неопределенностей. В случае выполнения КИРО учет возможных неопределенностей пространственного распределения загрязнения следует осуществлять как при планировании схемы проведения измерений, так и при выполнении расчетов на основе полученных измерений.

На настоящий момент проведение КИРО помещений не регламентировано и выполняется на усмотрение исполнителя, что может приводить к недостаточной проработке плана выполнения обследований. При анализе данных КИРО, выполненных различными организациями были обнаружены такие недостатки, как:

– недостаточное количество замеров в помещениях и проб, отобранных на анализ;

– отсутствие достаточного объема данных по распределению радиоактивного загрязнения по глубине материала;

– неправильный подбор оборудования в части проведения спектрометрического анализа взятых проб радиоактивных материалов;

– при составлении программы КИРО не использовалась дополнительная информация о том, как использовалось данное помещение.

С другой стороны, полностью регламентировать планирование и проведение КИРО в настоящий момент представляется затруднительной задачей, так как достаточно велико

как разнообразие самих объектов, так и характерных для них условий. То есть, для планирования КИРО должны быть выработаны только рекомендации.

В данной работе рассматриваются положения рекомендаций [1] на проведение КИРО по обследованию загрязнения поверхностей (полов) в помещениях. Выполнено моделирование процедуры КИРО реализующей эти предложения, с оценкой полученных результатов – построения полей загрязнения полов и определением площади загрязненных полов, требующих дезактивации. При этом отмечаются неопределенности, связанные с реализацией плана, как вызванные непосредственно его осуществлением, так и возникающие при выполнении последующих оценок. Отмечены подходы к учету и оценке влияния этих неопределенностей.

**Модель проведения КИРО**

В идеале планирование КИРО представляет собой формирование оптимального алгоритма, направленного на выявление пятен повышенной активности относительно фоновых значений. Оптимальность определяется с одной стороны минимизацией количества измерений сохраняя способность обнаружения имеющихся пятен, а также оценки объемов РАО разных классов. Результат выполнения измерений представляет собой значения замеров в выбранных точках, по которым может быть построена оценка поля загрязнения.

Разработка сети для выполнения обследований объектов использования атомной энергии осуществляется также, например в рамках Европейского проекта исследований и инноваций (European Union's Horizon 2020 research and innovation programme) [2]. В рамках этого проекта выполнен детальный анализ наиболее известных подходов пространственного статистического анализа данных, включая геостатистику, бутстрепинг, Байесовскую регрессию, метод Уилкса и другие, а также рассмотрены различные стратегии построения схемы отбора проб (стратифицированный, случайный и т.п.). Предварительный вывод состоит в том, что методы анализа пространственных данных в своем большинстве требуют дополнительной информации о пространственных зависимостях (или достаточное количество данных для их оценки). Так, например, кригинг, один из наиболее традиционных методов геостатистики, в соответствии со своей теоретической основой может быть использован для модификации сети измерений [3], но данные КИРО, которые имелись в нашем распоряжении не позволяли оценивать необходимую для этого модель пространственной корреляции (вариограмму). Аналогичные проблемы возникают и при попытках напрямую использовать другие адаптивные методы пространственного анализа, например, из представленных в [4].

Поэтому пока предложения по дополнению сети обследований опираются на выявление мест максимального градиента значений.

Тем не менее, планируется продолжение изучения возможности применения современных адаптивных подходов анализа данных к дизайну сетки обследований. Кроме того, сделаны первые практические шаги: строится базовая первичная сетка обследования с учетом наличия градиента измеряемых значений.

Предварительно решено использовать стратифицированный подход к построению сетки обследований, использующий регулярный базовый шаг (расстояния между соседними точками измерений). А для оконтуривания наиболее загрязненного участка предлагается уменьшать шаг в 2 раза при больших расхождениях между соседями и продолжать такое мельчение шага до тех пор, пока расхождение в значениях не станет меньше требуемого.

Для тестирования параметров (размера шага и отношения значений в соседних точках) была реализована имитирующая проведение КИРО компьютерная модель. «Измеренные значения» брались с референтного поля, которое представляет собой интерполяцию на очень подробную сетку, выполненную по результатам реальных обследований помещения (на примере плотности потока β-излучения с поверхности пола). Использование β-излучения вызвано тем, что в рамках рассматриваемых примеров оно наиболее представительно отражает уровень загрязненности радиоактивными веществами (поток β-частиц выше, а его искажения за счет дефектов поверхности или ее механической загрязненности - ниже).

Следует сразу отметить, что выбор значения отношения большее/меньшее должен определяться предварительными знаниями о помещении. При низких значениях 2, 5, 10 происходило зацикливание схемы на дроблении шага, при этом не происходило ожидаемого оконтуривания высоких значений, а наоборот, точки измерений концентрировались в областях низких значений (см рис. 9).

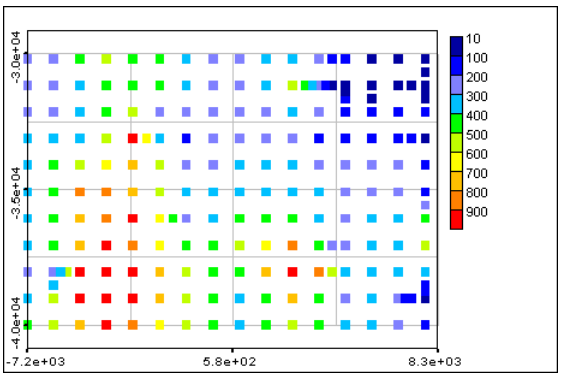



Рис. 9. Иллюстрация дробления шага при использовано отношение 5

Имитация методики выполнялась для разных значений начального шага (от 0,5 до 2,5м) и для разных отношений соседних по шагу значений (большее/меньшее) (20 и 50). Размер полученных сеток приведен в таблице 1, где также представлена оценка размера области поверхности, соответствующего значениям не меньше 50 част./(см$^2$·мин), что по результатам оценок соответствует значениям для неограниченного использования материалов металлической облицовки поверхностей. У использованного референтного поля 7% площади, превышали данный уровень.

Табл. 1 – Характеристика сеток для измерений β-излучения

| Шаг (м) | Размер сетки для разных отношений | | Процент поверхности, превышающей 50 част./(см$^2$·мин) | |
|---|---|---|---|---|
| | 20 | 50 | 20 | 50 |
| 0,5 | 271 | 257 | 5,9 | 6,1 |
| 1 | 95 | 89 | 5,9 | 6,0 |
| 1,5 | 47 | 38 | 3,5 | 4,1 |
| 2 | 45 | 38 | 6,1 | 6,4 |
| 2,5 | 40 | 32 | 4,6 | 4,8 |

Аналогичные тесты были выполнены на основе референтных полей, построенных по данным обследований помещений СХК, АЭХК и ВНИХТ, и они демонстрируют схожие результаты. Таким образом, можно сделать предварительные выводы, что нет необходимости делать начальный шаг в 0.5 м даже для помещений, с крайне неравномерным загрязнением (присутствуют радиоактивно загрязненные пятна). Для размеров, характерных для помещений с более равномерными характеристиками загрязнения можно рассматривать базовый шаг в 2м. Для выбора значения отношения,

которое зависит от гладкости поля, следует учитывать ранее полученные знания о характере проявляющихся пятен для разных типов загрязнения, предварительно выявлять наличие пятен радиоактивного загрязнения, например, при помощи гамма-камер, или строить методику, адаптирующуюся на получаемые данные измерений.

Следует обратить особое внимание, что размер получившейся сетки (количество точек) не определяет лучшее воспроизведение особенностей исходного поля (см шаг 1,5 и 2 м в таблице 1). А так как заранее не известно насколько удачно сетка попала в пятно (если оно есть), то этот тип неопределенности следует учитывать при выполнении оценок на данных КИРО.

**Выполнение оценки по данным КИРО**

Одной из главных целей проведения КИРО является оценка объемов РАО с разделением их по категориям и технологическим цепочкам обращения. Для выполнения данной оценки объемов следует выполнить интерполяцию на достаточно подробную сетку. При этом оно должно удовлетворять некоторым требованиям, таким как отсутствие расползания вокруг выколотых высоких значений, отсутствие сглаживания и пространственного смещения самих этих значений, и в тоже время непрерывность процесса должна сохраняться. Для удовлетворения этим требованиям был предложен метод, использующий триангуляцию Делоне и использование только ближайших соседей [5], который позволил выполнять предварительное картирование. Основным недостатком такого подхода является отсутствие возможности оценивать неопределенность результата, вызванную в числе прочего неполнотой данных.

Для устранения этой проблемы может быть предложено использовать геостатистический подход – последовательное стохастическое моделирование, который имеет широкую область применения, например, он был успешно применен для определения точности оценки рыбных запасов [6]. Суть метода состоит в построении набора равновероятных реализаций случайного поля, воспроизводящих его статистические характеристики, и, соответственно, каждая реализация может рассматриваться как результат интерполяции. Наличие многих реализаций полей загрязнения обеспечивает возможность оценки набора объемов РАО различных типов, и соответственно получения статистических оценок для этих объемов.

При использовании геостатистики набор исходных данных интерпретируется, как реализация значений случайного пространственного поля $Z(x)$ в точках $x_i - Z(x_i)$ $(i=1,...,n)$. Реализация представляет собой оценки в N ячейках. Математически построение

стохастической реализации заключается в оценке совместной (условной, если имеется набор известных значений, обозначенных ниже как $(n)$) функции распределения:

$$F\left(x_1,\ldots,x_N;\ z_1,\ldots,z_N\,|\,(n)\right)=Prob\{Z\left(x_1\right)\le z_1,\ldots,Z\left(x_N\right)\le z_N\,|\,(n)\},\qquad(1)$$

которая обобщает в себе все статистические характеристики моделируемого поля. При практическом использовании стохастический генератор не стремится оценить совместную условную функцию распределения (1), а только строить соответствующие ей реализаций на основе последовательного принципа.

Последовательный принцип основан на использовании формулы Байеса, которая позволяет переходить от совместной условной функции распределения (1) к произведению локальных условных функций распределения. Применив ее последовательно ($N$ раз) к правой части формулы (1) и переписав ее в виде функции распределения, получаем:

$$F\left(x_1,\ldots,x_N;\ z_1,\ldots,z_N\,|\,(n)\right)=F\left(x_N;\ z_N\,|\,(n+N-1)\right)\times F\left(x_{N-1};\ z_{N-1}\,|\,(n+N-2)\right)\times\ldots\times F\left(x_1;\ z_1\,|\,(n)\right)$$
(2)

где $F(x_1;\ z_N\ |(n+N-k))$ – условная функция распределения $Z(x)$, определяемая исходными данными $(n)$ и $N$-$k$ значениями реализации $z(x_j),\ j=1,\ldots,N-k$. На практике последовательный принцип состоит в последовательном включении в оценку сгенерированных ранее значений, схемы построения реализации представлена на рисунке 10.

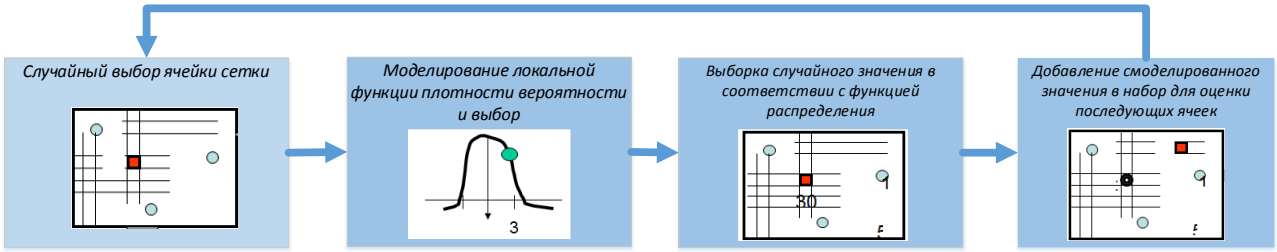



Рис. 10. Пошаговый алгоритм последовательного моделирования [3]

В данной работе при оценке локальной плотности вероятности используется геостатистический метод из семейства кригингов – обычный кригинг [3], который обеспечивает оценку $(Z^*(x))$ и вариацию оценки $(\sigma^*(x))$:

$$Z^*(x)=\sum_{i=1}^{m}\lambda_i Z(x_i)\quad\text{и}\quad\sigma(x)=\sum_{i=1}^{m}\lambda_i\gamma_{i0}+\mu\qquad(3)$$

где $m$ – число точек, использующихся при оценке; $\lambda_i$ – весовые коэффициенты; $\mu$ – параметр обеспечивающий несмещенность оценки; $\gamma_{j0}$ – значение вариограммы для

вектора разделяющего точку $x_i$ из набора известных значений и точку $x$, где проводится оценка.

Для выполнения розыгрыша случайного значения оценка и вариация обычного кригинга преобразуются так, чтобы стать параметрами нормального распределения: ($Z^*(x)$) преобразуется к двойственной нормально-распределенной переменной по подготовленной заранее таблице квантилей ( $y^*(x) = \Phi(Z^*(x))$ ), а вариация кригинга нормируется на значение априорной вариации исходных данных ( $\sigma^*(x) = \sigma(x)/C_{00}$ ). Нормально распределенное случайное значений $y'(x)$ преобразуется обратно к распределению исходного поля: $Z'(x) = \Phi^{-1}(y'(x))$. Кроме того, выполняется корректировка, направленная на предотвращение смещения оценки, которая может быть вызвана нелинейным обратным преобразованием [6].

В формуле (3) для вариации кригинга используется значение вариограммы, также значения вариограммы появляется в системе уравнений, решение которой обеспечивает оценку весовых коэффициентов $\lambda_i$. Через посредство вариограммы в поле, построенное с использованием кригинга передается информация о пространственной корреляции, а именно статистическая характеристика различий между значениями поля, разделенных заданным пространственным вектором. Для построения модели вариограммы требуется оценить ее для некоторого набора векторов. Вычисление значения вариограммы для конкретного вектора осуществляется по формуле для оценки среднего, а именно:

$$\gamma(\vec{h}) = \frac{1}{2N(\vec{h})} \sum_{i=1}^{N(\vec{h})} \left[ Z(x_i) - Z(x_i + \vec{h}) \right]^2 \qquad (4)$$

где $N(\vec{h})$ – число пар исходных данных, разделенных вектором $\vec{h}$.

Очевидно, что для получения корректной оценки вариограммы, даже если не рассматривать зависимость пространственной корреляции от направления вектора, а ориентироваться только на его длину, требуется набрать статистически значимое количество пар для по крайней мере 3 – векторов, что означает, что при количестве исходных данных меньше 20 построить модель вариограммы для данных представляется затруднительным.

Данные измерений загрязнения поверхностей, полученные по результатам обследований характеризовались малым количеством точек измерений (в среднем около 20 на помещение, но в большей части 5 -10, а в некоторых до 100). Кроме того, наличие

выколотых (одноточечных) пиков на общем фоне низких значений также затрудняет оценку вариограммы, которая существует в предположении о непрерывности поля.

В этой работе для исследования возможности использования стохастического моделирования при оценке объемов РАО на поверхностях помещений модели вариограмм оценивались на основе референтных полей, по которым проводилась имитация КИРО с использованием описанной выше модели. План имитации КИРО использовал базовый шаг 2 м, в качестве отношения значений в соседних точках, требующее уменьшение шага использовались значения 5 для имитации КИРО помещений АЭХК и СХК и 10 для имитации КИРО помещений ВНИХТ.

Для каждого набора «данных обследований» было выполнено 20 стохастических реализаций, по каждой реализации было выполнено распределение поверхности помещения на поверхности, при проведении работ по демонтажу облицовки которых образуются отходы: обращение с которыми не ограничено по радиационному фактору, – плотность потока β-частиц менее 50 част./(см$^2$·мин); обращение с которыми будет не ограничено по радиационному фактору после проведения работ по дезактивации, – плотность потока β-частиц от 50 до 2000 част./(см$^2$·мин); отходы, относящиеся к категории ОНАО (промышленные отходы, загрязненные радионуклидами) после дезактивации (плотность потока β-частиц составляет от 2000 до 20000).

Затем были оценены соответствующие им площади. По набору реализаций площадей оценены среднее значение и его стандартное отклонение. Результаты представлены в таблице 2. Для сравнения в таблице 3 приведены оценки площадей для различных типов загрязнения, вычисленные для референтных полей.

Табл. 2 – Оценки площади (мм$^2$) отнесенной к разным типам загрязнения

| Тип загрязнения | На основе данных СХК | На основе данных АЭХК | На основе данных ВНИХТ |
|---|---|---|---|
| Чистые | 867468,87 ± 1476871,72 | 649103,86 ± 548091,76 | 22036856,35 ± 2259689,.04 |
| Чистые после дезактивации | 174994099,52 ± 1476871,72 | 15532509,6 ± 548091,76 | 34626750.76 ± 2162548,48 |
| ОНАО после дезактивации | 0 | 0 | 429597.61 ± 321191,7 |

Табл. 3 – Оценки площади (мм$^2$) разных типов загрязнения для референтных полей

| Тип загрязнения | На основе данных СХК | На основе данных АЭХК | На основе данных ВНИХТ |
|---|---|---|---|
| Чистые | 16667289 | 1442031.84 | 26647158.85 |
| Чистые после дезактивации | 159194157.02 | 154532389.7 | 28033604.35 |
| ОНАО после дезактивации | 0 | 0 | 2412205.17 |

Результаты можно считать согласующимися – практически везде оценки по референтным полям попадают в диапазон разброса оценок на основе стохастического моделирования. Исключение составляет оценка площади ОНАО на «данных» ВНИХТ, и это определяет одно из направлений доработки методики стохастического моделирования – возможность выполнения на произвольных сетках и включения исходных данных именно в их реальном месте.3

**Заключение**

В данной работе на модели, имитирующей выполнение КИРО по обследованию загрязнений поверхностей помещений на основе простого стратифицированного плана продемонстрированы возникающие проблемы, связанные с отсутствием предварительных данных по характеру исходного загрязнения объектов. Выявлены особенности, которые должны быть проработаны более детально, так, например, задание значения отношения между соседними значениями, требующее дополнительного дробления шага. Также показано появление неопределенностей, связанных с процедурой, которая не зависит напрямую от количества выполненных измерений.

Для учета наличия неопределенности предложено использование геостатистического подхода – последовательного стохастического моделирования пространственных полей. Его использование позволяет оценить неопределенность результатов оценки объемов РАО.

В целом полученные результаты демонстрируют возможность применения методики стохастического моделирования для задач вывода из эксплуатации радиационно-опасных объектов, но требуется доработка методики по нескольким направлениям. Во-первых, требуется выполнение исследований характеристик полей для задания корректной модели вариограммы [5]. Во-вторых, требуются модификации метода стохастического моделирования, связанные с особенностями, присущими данным КИРО

помещений. Они включают доработку в построении последовательностей обхода точек для оценки, включения исходных данных без смещения и сглаживания интерполяционным алгоритмом.

Литература

1. РБ-159-19. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по проведению комплексного инженерного и радиационного обследования объекта использования атомной энергии».

2. Rogiers B. et al. Report on statistical approach //INSIDER WP3–Sampling strategy, Deliverable D. – 2018. – Т. 3.

3. Демьянов В. В., Савельева Е. А. Геостатистика: теория и практика. – 2010.

4. Kanevski M. (ed.). Advanced mapping of environmental data. – John Wiley & Sons, 2013.

5. Александрова Т. А., Иванов А. Ю., Линге Ин. И., Лунов Д. М., Савельева Е. А., Самойлов А. А., Уткин В. Б. Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации с использованием информационных моделей // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 19—31. DOI:10.25283/2587-9707-2020-3-19-31.

6. Гончаров С. М. и др. Определение точности оценки запаса гидробионтов при геостатистической интерполяции исходных данных //Рыбное хозяйство. – 2010. – №. 4. – С. 36-39.

7. Desnoyers Y., Dubot D. Data analysis for radiological characterisation: geostatistical and statistical complementarity. – 2012. – №. NEA-WPDD--2012-04-17-19

# ЦИФРОВЫЕ МОДЕЛИ ОБЪЕКТОВ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ: ПРАКТИЧЕСКИЙ ОПЫТ И ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ

*Линге Ин.И.*

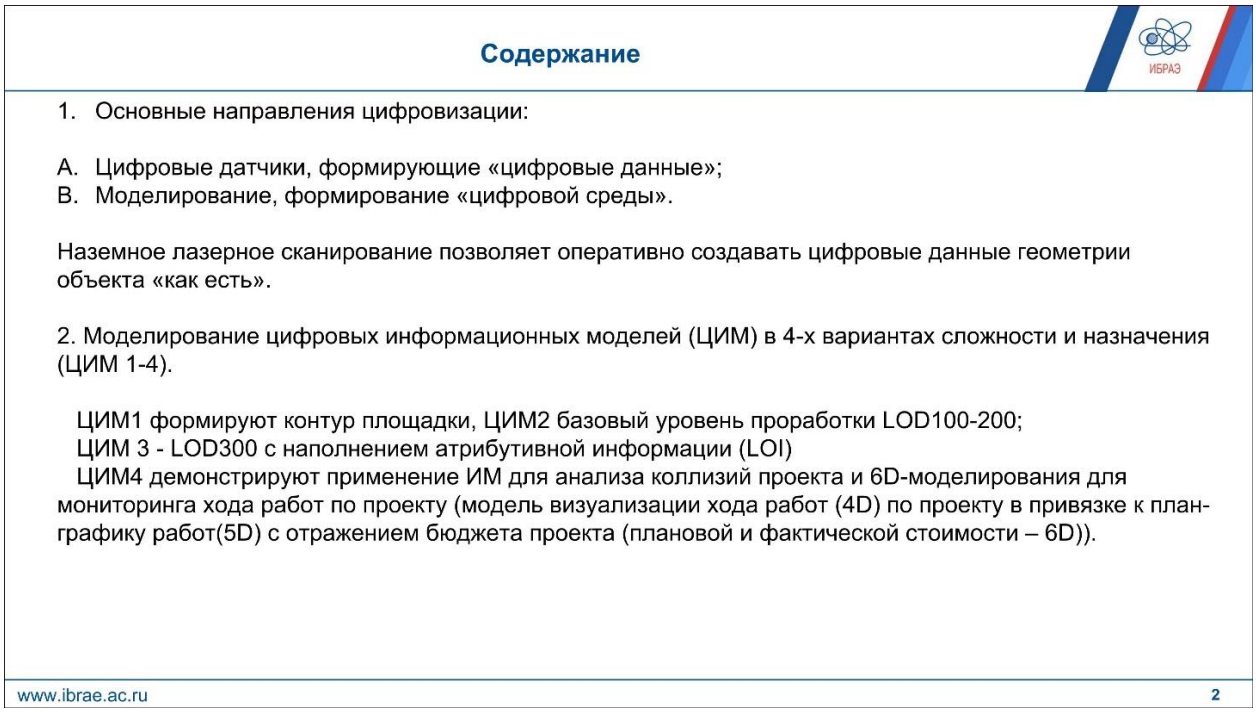
*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Все направления оптимизации процессов ВЭ объектов ЯРОО, то есть достижения приемлемого по критериям радиационной безопасности состояния наименее затратным способом, сегодня связаны с цифровизацией и непосредственно с информационным моделированием. Основой которого является ИМ объекта ВЭ. В докладе кратко представлены основные направления цифровизации площадки современного промышленного производства: (а) цифровые датчики, (б) оцифрованная реальность «как есть», включая: лазерное 2D- и 3D-сканирование, информационная модель, интегрированная с производственными информационными системами, включая к примеру, MES-системы(система управления производством), СУИД (система управления инженерными данными, включающая исторические данные по промышленному активу – исходную проектную и исполнительную ПСД на объект), записи по истории эксплуатации, история аварий, описание технологических процессов).

Основное внимание уделено практическим кейсам по «оцифровке» площадок объектов, подлежащих ВЭ методом лазерного 3D-сканирования. В период 2019-2021 гг. работы по лазерному сканированию были выполнены по более чем 5 (пяти) площадкам крупных организаций Росатома, в том числе площадкам РХЗ, площадки НИИ. Цифровые модели реализованы в 4-х вариантах сложности и назначения (ЦИМ 1-4). Модели уровня ЦИМ1 формируют контур площадки, ЦИМ2 базовый уровень проработки LOD100-200, Модели уровня ЦИМ 3 - LOD300 с наполнением атрибутивной информации (LOI) по КИРО и обеспечивают возможности оценки объемов РАО. ЦИМ4 демонстрируют применение 6D-моделирования для мониторинга хода работ по проекту (модель визуализации хода работ (4D) по проекту в привязке к план-графику работ(5D) с отражением бюджета проекта (плановой и фактической стоимости – 6D) и возможностью анализа коллизий проекта).

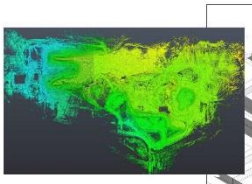
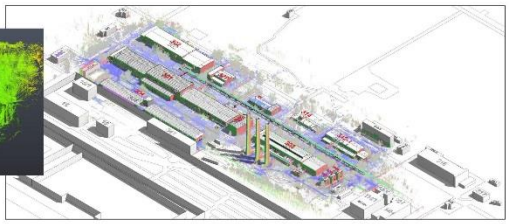
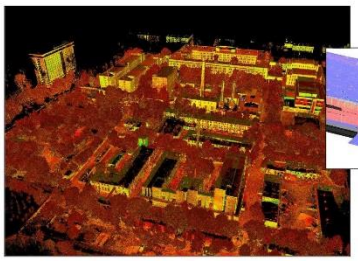
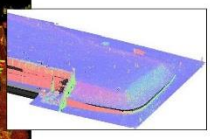
Показаны ключевые существующие ограничения для внедрения цифровых моделей: инфраструктура среды общих данных, разработка BIM-стандарта, актуализация компетенций сотрудников и организаций.

Применение цифровых моделей объекта ВЭ в рамках парадигмы «цифрового проекта» позволяет переходить к управлению изменениями проекта ВЭ объекта непосредственно в ходе реализации работ по выводу из эксплуатации, накапливать данные по фактическому состоянию объекта (архив данных, включая регулярные КИРО, инженерные и иные радиационные замеры и данные) и предоставляет инструменты углубленного обоснования экономической целесообразности проекта ВЭ на основе моделирования.



## Кейсы по «оцифровке» площадок объектов подлежащих ВЭ

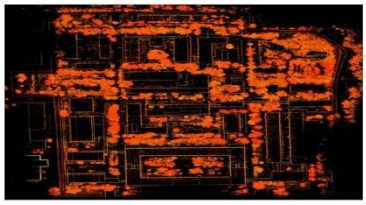
**«Оцифровка» – создание цифрового представления «как есть» сложного технологического объекта**

| Участок Енисейский (пункт ПГЗРО) | РХЗ (ФГУП ГХК, АО СХК) | АЭХК | РИ им. В.Г. Хлопина | НО РАО (ВНИИХТ) | НПО РАДОН (Сергиев-Посад) |
|---|---|---|---|---|---|
|  |  | |  | |  |
| Наземная полевая сьемка<br>2 раб нед.<br>~1000 станций<br>400 ГБ | Внутренняя сьемка,<br>2 раб нед.<br>~1200 станций<br>250 ГБ | Комбинированная<br>4 раб нед.<br>~1500 станций<br>400 ГБ | Комбинированная<br>4 раб нед.<br>~1500 станций<br>400 ГБ | Комбинированная<br>6 раб. нед.<br>~3000 станций<br>400 ГБ | Комбинированная<br>1 раб нед.<br>~1500 станций<br>400 ГБ |

## Кейсы по «оцифровке» площадок объектов подлежащих ВЭ

**Назначение модели – применение как исходных данных для проекта ВЭ, сохранение знаний по площадке объекта.**

### 1. Лазерное сканирование площадки



Исходными данными для разработки ЦИМ являются данные лазерного сканирования и чертежи проектной и исполнительной документации.
ПО и оборудование Leica (Cyclone Register).

2-а типа сьемки:
- Наружная съемка (фасады, площадка);
- Внутреннняя (помещения, оборудование).

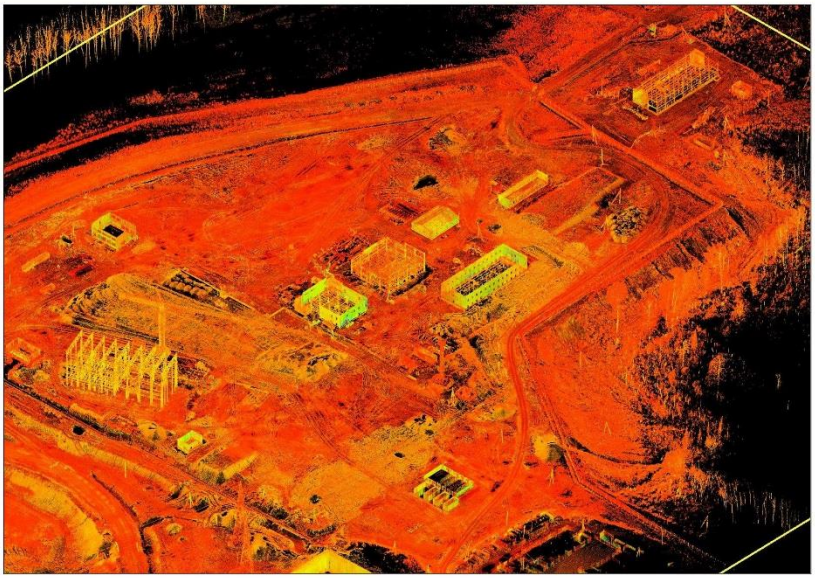
Обработка данных наземного лазерного сканирования и формирование сводной информационной модели ЦИМ №1 осуществлено путем реинжиниринга данных единого сшитого облака данных лазерного сканирования в среде информационного моделирования **Autodesk Revit2019.**

### 2. Формирование ЦИМ №1

В результате обработки данных сформирована единая информационная модель ЦИМ №1, включающая объединенные данные по площадке объекта ВЭ.

**ЦИМ №1 позволяет рассмотреть её в различных ракурсах, определить расстояния между точками, получить информацию об объектах площадки (строительный объем, площадь застройки, назначение и др.)**

## Участок Енисейский (пункт ПГЗРО)



**Площадка вспомогательного ствола**

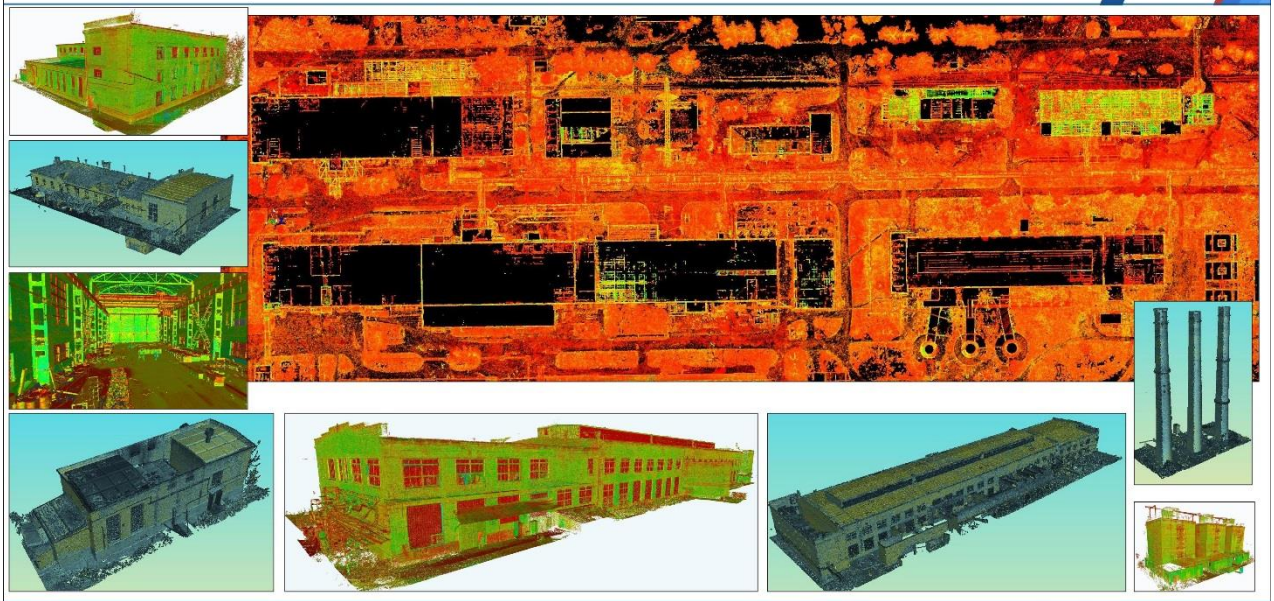
- **Длительность съемки: 2 раб. дня;**
- **Кол-во станций сканирования: ~200 шт;**
- **Привязка: по пунктам принудительного центрирования.**
- **Погрешность определения расстояния до 5 мм после привязки к координатам.**

**Задачи:**

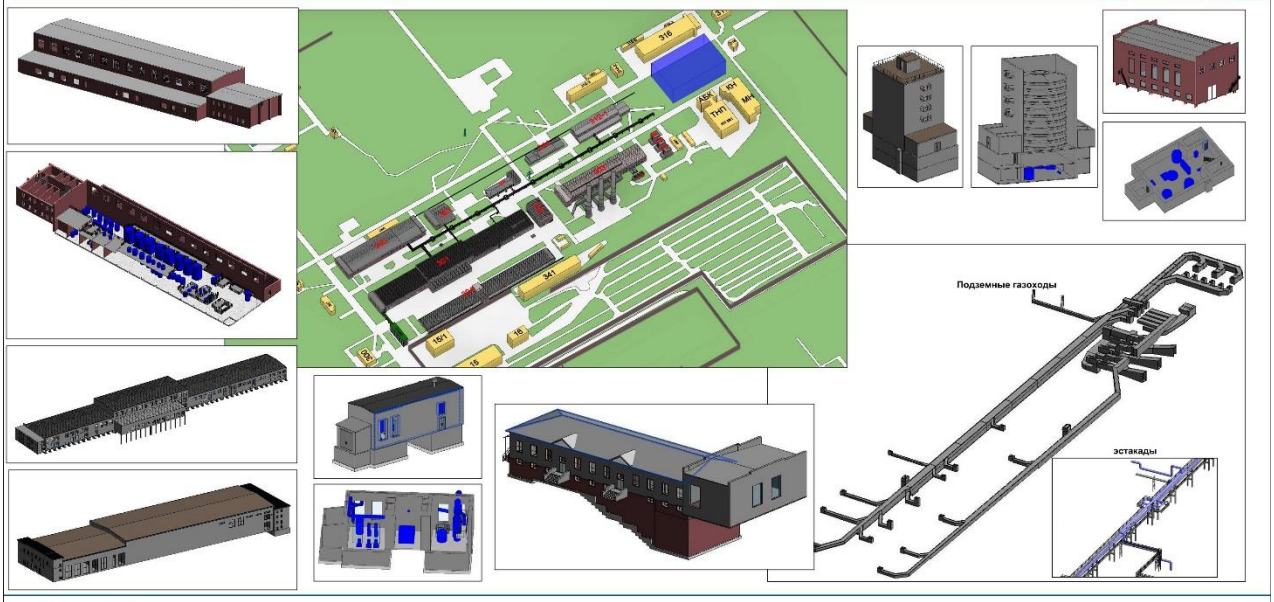
- **Создание ЦММ;**
- **Мониторинг строительства;**
- **геотехнический мониторинг (изменение поверхности и мониторинг целостности площадки).**



## АЭХК

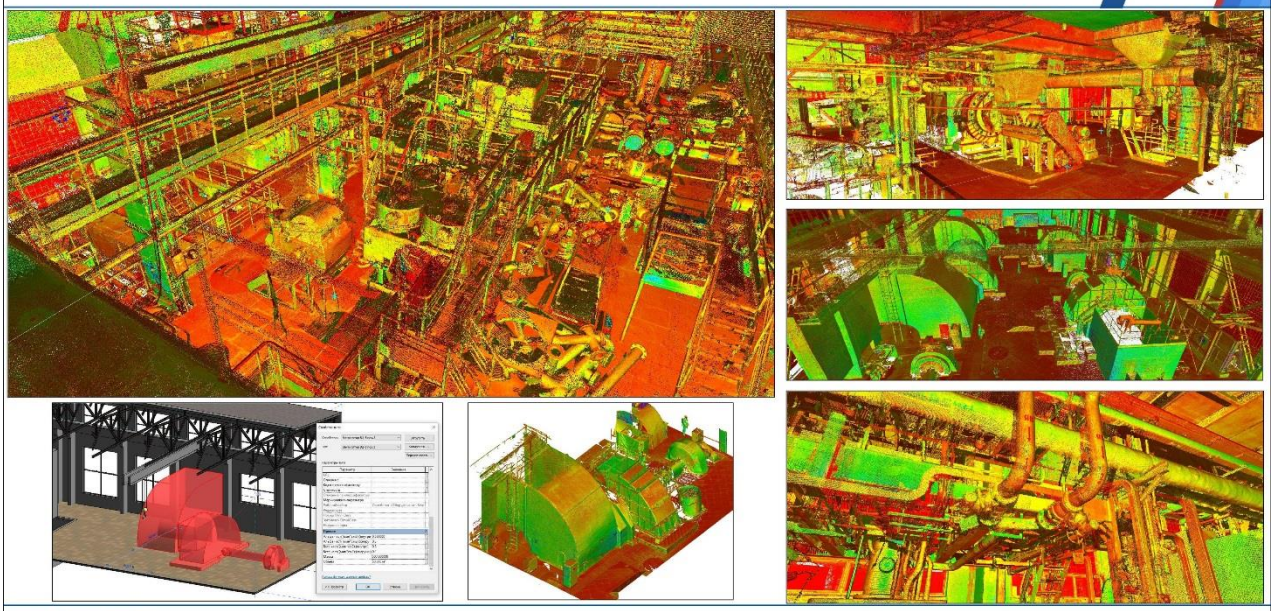


## АЭХК



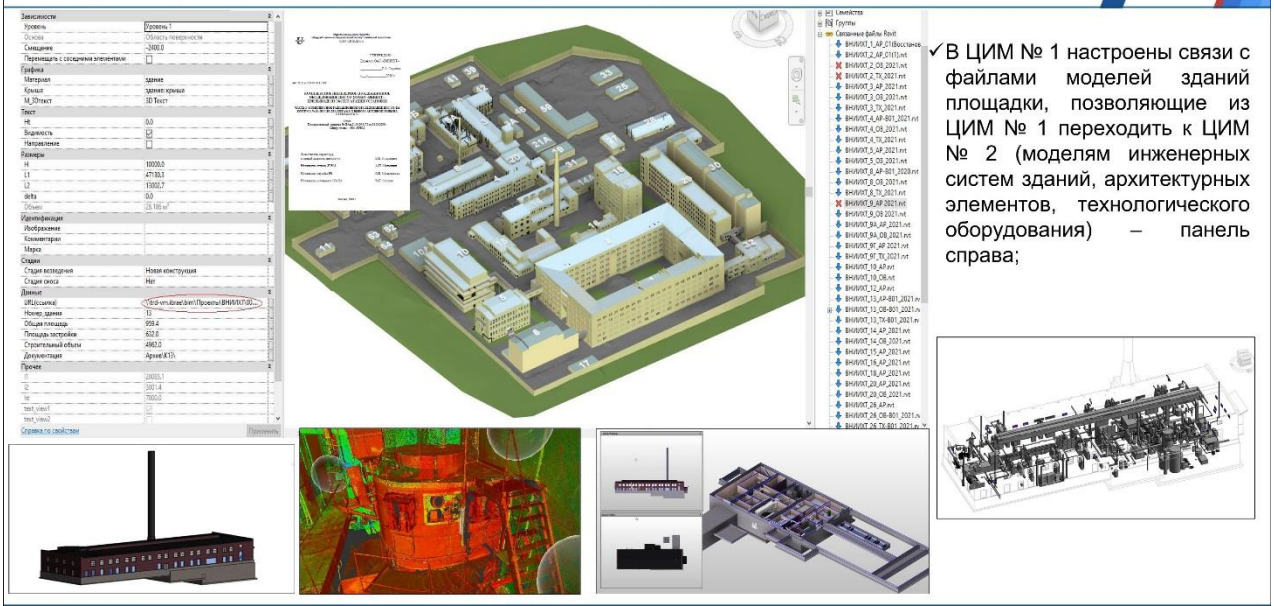



## АЭХК. Примеры сканирования технологического оборудования



## НПО РАДОН (г. Сергиев-Посад)

## ЦИМ №1 отражает взаимное расположение объектов площадки, транспортных путей, объектов инфраструктуры



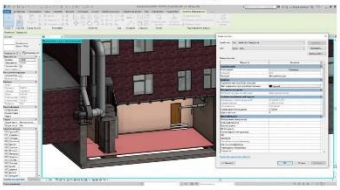
- ✓В ЦИМ № 1 настроены связи с файлами моделей зданий площадки, позволяющие из ЦИМ № 1 переходить к ЦИМ № 2 (моделям инженерных систем зданий, архитектурных элементов, технологического оборудования) – панель справа;

## ЦИМ №2 содержит сведения о конструкции зданий и сооружений, технологическом оборудовании объектов площадки радиохимического производства ФГУП «Радон»

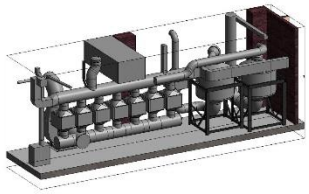
**Назначение модели**

первичная оценка объемов образования строительных отходов, ведомостей строительных элементов с массо-габаритными характеристиками и затрат на их ликвидацию, формирование исходных данных для сценариев ВЭ

**1. Проработка геометрии элементов строительных конструкций**

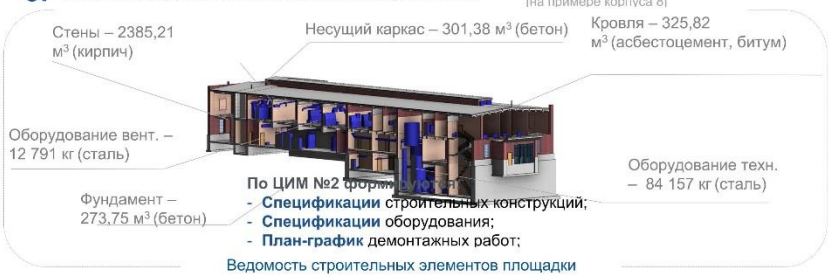


**2. Проработки элементов оборудования**



**3. Общий вид элементов модели объекта в режиме 3D**

[на примере корпуса 8]




По ЦИМ №2 формируются:
- **Спецификации** строительных конструкций;
- **Спецификации** оборудования;
- **План-график** демонтажных работ;

Ведомость строительных элементов площадки

| Пом. | Наименование оборудования | Материал | Масса расчетная, кг | Масса введенная, кг | Объем, м³ | Кол-во, шт. | Плотность потока α, 1/(см²·мин) | Плотность потока β, 1/(см²·мин) | МЭД, мкЗв/ч | Категория РАО |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| -9,3 | | | | | | | | | | |
| | Оборудование тип 1 (горизонтальное): Верстак | Дерево/сталь | 0 | 200 | 0,249 | 1 | 0 | | 0 | |
| | Оборудование тип 1 (горизонтальное): Сверлильный станок | Сталь, углеродистая | 0 | 250 | 0,412 | 1 | 0 | | 0 | |
| | Шкаф выпускной: Выпускной шкаф | Нержавеющая сталь | | 550 | 2,732 | 1 | | | | |
| -1,805 | | | | | | | | | | |
| | Нейтронный размножитель: Нейтронный размножитель | Бетон, монолитный | 14829 | 0 | 29,658 | 1 | 0 | 2 | 0,2 | НАО |
| | Оборудование тип 1 (горизонтальное): График | Сталь, углеродистая | | 90 | 0,84 | 1 | 3 | 90 | 0,3 | САО |



## ЦИМ №3

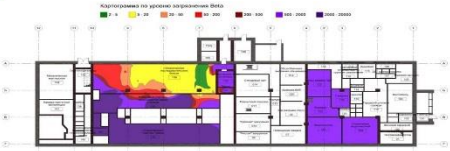
**Назначение модели**

оценка объемов образования РАО, загрязненных и чистых отходов, разработка производственно-технологических цепочек обращения с ними и оценка стоимости, формирование исходных данных для расчетных моделей обоснования безопасности

**1. Внесение данных КИРО по загрязнениям в ЦИМ**

Внесенные в ЦИМ точки загрязнения в качестве атрибутивной информации имеют: координаты точки замера, номер точки замера, номер помещения, значения загрязнений по альфа, бета, гамма частицам

**2. Построение картограмм загрязнений по α, β и γ излучению**



На основе метода «обратных квадратов»* выполнена интерполяция малого количества точек замеров из КИРО на весь массив точек в помещении по полу.

Выполнен перенос загрязнений из пола на стены (если отсутствовали данные по загрязнению стен) с применением среднего коэффициента переноса, установленного по помещениям, где данные были представлены.

Выполнено картирование результатов натурных измерений и аналитической оценки α, β и γ загрязнений по поверхностям в помещениях, рассчитаны объемы РАО.

**3. Оценка объемов образующихся отходов и планирование деятельности по обращению с ними**

| Корпус 8 | Пром. отходы | МОИ | ОНАО | НАО | САО |
|---|---|---|---|---|---|
| Металлические отходы, куб. м | | | 34,8 | 19,8 | 131 |
| Строительные отходы, куб. м | 5340 | 2,2 | 0,39 | | |

Образование чистого металла порядка 87 куб. м

**Производственно-технологическая цепочка обращения с чугунной плиткой**

 *загрязнение в точке определяется как средневзвешенный уровень загрязнения по «известным» точкам в помещении, взвешенное по расстоянию до этих точек 

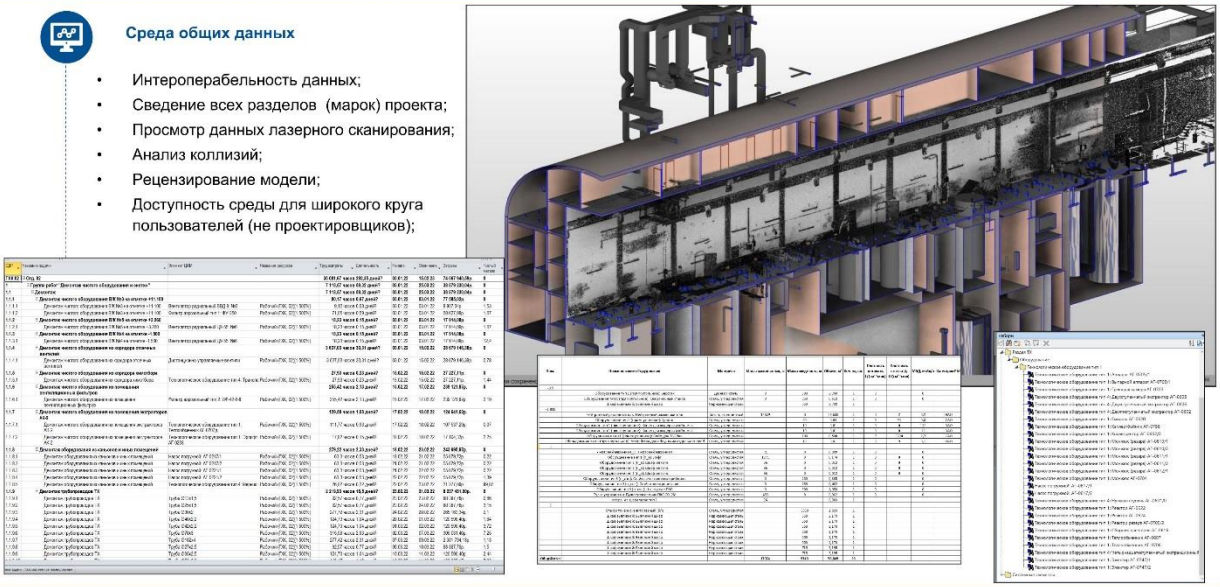
## ЦИМ №3. Информационное моделирование КИРО

www.ibrae.ac.ru

## ЦИМ №4. Перспективы

**Среда общих данных**

- Интероперабельность данных;
- Сведение всех разделов (марок) проекта;
- Просмотр данных лазерного сканирования;
- Анализ коллизий;
- Рецензирование модели;
- Доступность среды для широкого круга пользователей (не проектировщиков);



www.ibrae.ac.ru Примечание: визуализацию процессов ВЗ объектов во времени смотреть в полноэкранном режиме 14

## ЦИМ №4

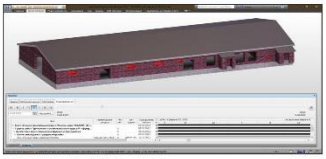
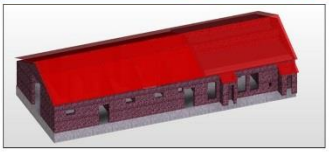
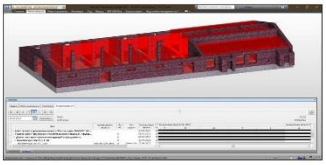
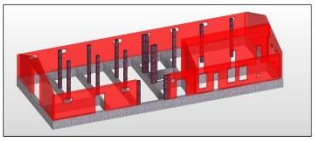
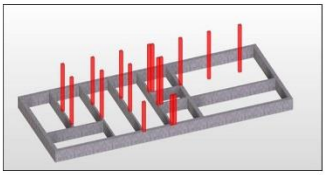
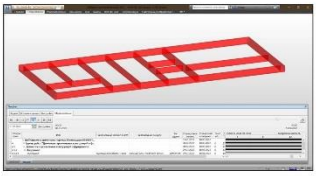
ИБРАЭ

**Динамический анализ с использованием Autodesk Navisworks**

- Внедрение данных из MS Project в Autodesk Navisworks;
- Синхронизация наборов элементов с планом-графиком работ по ВЭ;
- Динамические данные по образованию отходов различного типа;
- Динамические данные по затратам, трудовым ресурсам и т.д.

**Визуализации процесса вывода из эксплуатации объекта во времени**

- Визуализация процесса ВЭ с оценкой текущего состояния объекта в конкретный момент времени;
- Аппаратурный контроль темпов демонтажных работ;
- Аппаратурный контроль состояния строительных конструкций и оборудования.



Примечание: визуализацию процессов ВЭ объектов во времени смотреть в полноэкранном режиме



## ЦИМ №4

ИБРАЭ

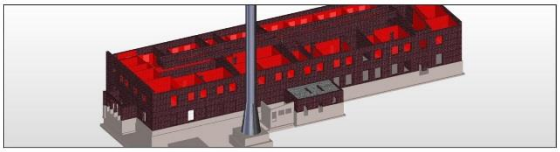
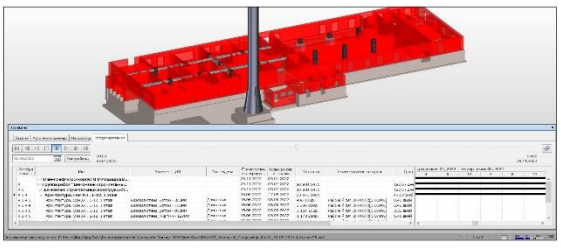
**nD – моделирование: 3D + 4D (время) + 5D (работы) + 6D (бюджет)**

**Динамический анализ с использованием Autodesk Navisworks**

- Внедрение данных из MS Project в Autodesk Navisworks;
- Синхронизация наборов элементов с планом-графиком работ по ВЭ;
- Динамические данные по образованию отходов различного типа;
- Динамические данные по затратам, трудовым ресурсам и т.д.

**Визуализации процесса вывода из эксплуатации объекта во времени**

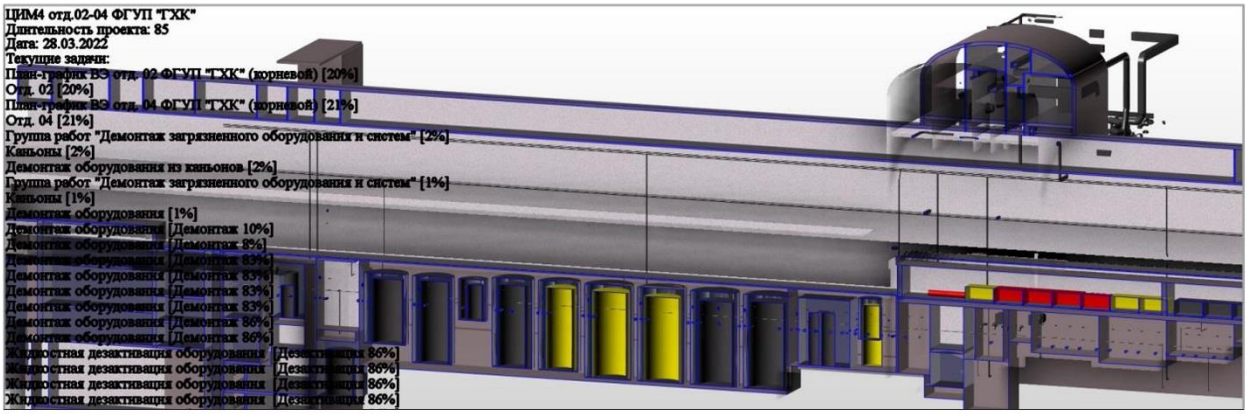
- Визуализация процесса ВЭ с оценкой текущего состояния объекта в конкретный момент времени;
- Аппаратурный контроль темпов демонтажных работ;
- Аппаратурный контроль состояния строительных конструкций и оборудования.



Примечание: визуализацию процессов ВЭ объектов во времени смотреть в полноэкранном режиме

## ЦИМ №4. 6D – моделирование.

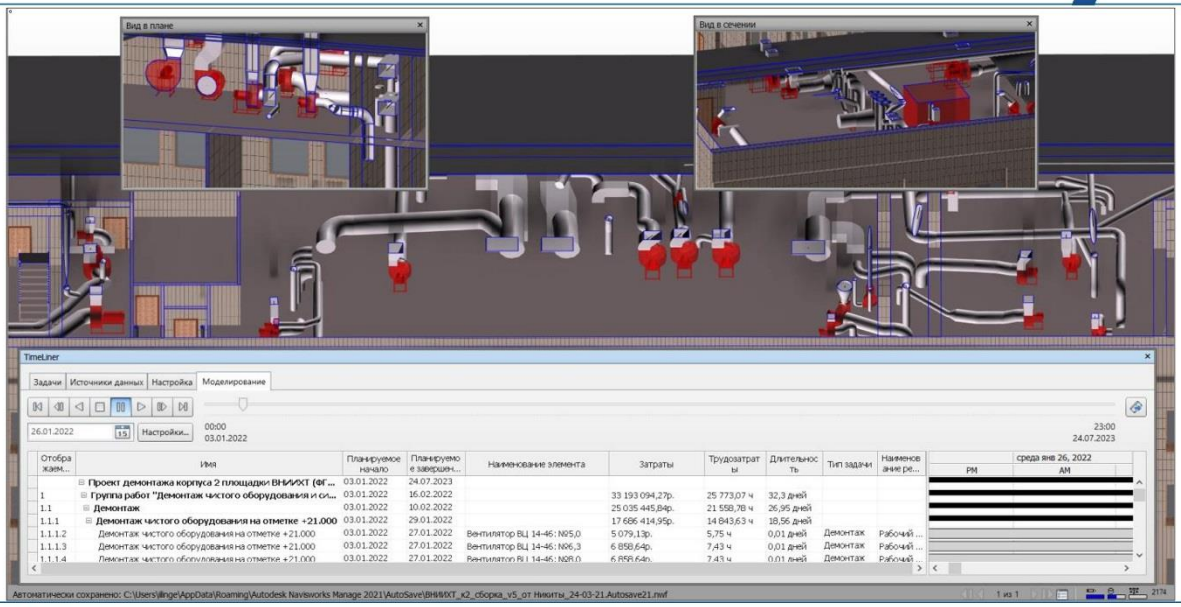



Визуализация элементов модели в зависимости от категории работ

- дезактивация; - демонтаж



## ЦИМ №4. 6D – моделирование.



## Заключение

1. Создание ЦИМ на этапе предпроектных изысканий, а возможно и на этапе эксплуатации объекта ВЭ.
2. Формирование цифровых массивов данных ЛС по объекту – это задача формирования цифрового следа на этапе вывода из эксплуатации;
3. Ключевые ограничения для внедрения цифровых моделей: (а) инфраструктура среды общих данных, (б) методология ИМ (BIM-стандарт на проект ВЭ, на отдельные «цифровые единицы», например, цифровое КИРО), (в) актуализация компетенций сотрудников и организаций и т.д.
4. Интеграция с корпоративными системами – ключевая для продвижения СУЗ (KMS) в области вывода из эксплуатации;
5. Переход к управлению изменениями проекта ВЭ объекта непосредственно в ходе реализации работ по выводу из эксплуатации, инструмент углубленного обоснования экономической целесообразности, где данные ЛС – источник фактической картинки состояния работ по ВЭ.

# ОБЗОР ДЕЯТЕЛЬНОСТИ МЕЖДУНАРОДНЫХ РАБОЧИХ ГРУПП ПО ПРОБЛЕМАМ ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЙ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА

*Бирюков Д.В.*

*ИБРАЭ РАН, г. Маосква*

Одним из ключевых факторов стабильного развития атомного промышленного комплекса в Российской Федерации является решение задач безопасного обращения с ОЯТ, РАО и ВЭ объектов использования атомной энергии (ОИАЭ).

На сегодняшний день проблема, связанная с выводом из эксплуатации ОИАЭ, очень актуальна для Российской Федерации в связи с большим количеством объектов, находящихся на разных стадиях жизненного цикла, для которых еще предстоит выработать решения по завершающей стадии жизненного цикла (ЗСЖЦ). Принимая во внимание, что работы по ликвидации ядерного наследия реализуются во многих странах, учитывать их опыт крайне полезно.

В связи с необходимостью своевременного обмена опытом МАГАТЭ и ОЭСР, а также другие международные организации (ЕС, WNA и др.) уделяют большое внимание проблематике ЗСЖЦ через организацию тематических сообществ и конференций, реализацию отдельных проектов, выпуск публикаций, проведение технических совещаний рабочих групп и обучающих курсов. Зарубежные организации на регулярной основе проводят анализ, как технологических решений, так и организационных и нормативных подходов к выводу из эксплуатации объектов ядерного наследия и лучших практик. К наиболее репрезентативным группам и сообществам можно отнести: International Decommissioning Network (IDN), Constraints to implementing decommissioning and environment remediation programmes (CIDER) project IAEA, Co-operative Programme for the Exchange of Scientific and Technical Information on Nuclear Installation Decommissioning Projects (CPD), Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) NEA/OECD и другие.

Отчетные материалы, доклады и публикации рабочих групп могут содержать полезную информацию о выполненных проектах и использованных технологиях, в том числе виде выработки рекомендаций при проведении работ. Таким образом, обзор

деятельности рабочих групп может быть полезным с точки зрения рассмотрения и систематизации накопленной информации.

В рамках настоящего доклада рассмотрена деятельность отдельных комитетов и международных рабочих групп МАГАТЭ и ОЭСР в контексте проблем завершающей стадии жизненного цикла объекта с оценкой перспективности применения/участия для решения практических задач в рамках ФЦП ЯРБ-2.

## Актуальность проблемы ВЭ

**Основные задачи ФЦП ЯРБ-2:**

- завершение создания объектов инфраструктуры по обращению с ОЯТ и РАО
- перевод объектов ядерного наследия в ядерно и радиационно безопасное состояние;
- максимальное снижение и завершение исполнения государственных обязательств, связанных с последствиями прошлой деятельности предприятий атомной отрасли

| *Наименование показателя* | ФЦП ЯРБ-1 За 2008-2015 годы, факт | ФЦП ЯРБ-2 За 2016-2030 годы, план |
|---|---|---|
| **Ввод в эксплуатацию** объектов окончательной изоляции РАО, тыс. куб. м | Объекты не вводились | 223,7 ▲ |
| **Вывоз на централизованное хранение** ОТВС, штук | 29 386 | 82 944 ▲ |
| **Переработка** ОЯТ, тонн | 83,9 | 3 081,4 ▲ |
| **Вывод из эксплуатации** ЯРОО, штук | 53 | 82 ▲ |
| **Реабилитация** территорий, тыс. кв. м. | 2 699 | 4 259 ▲ |
| **Захоронение** РАО, тыс. куб. м. | РАО не захоранивались | 176,3 |

www.ibrae.ac.ru

## Опыт ВЭ в РФ и в мире

www.ibrae.ac.ru

## МАГАТЭ (IAEA)

Международное агентство по атомной энергии (**МАГАТЭ**):

- Основано в **1957** г.
- Общее число членов в 2021: **173**
- РФ является членом МАГАТЭ с 1957 г. (как правопреемник СССР)

*Основные проекты МАГАТЭ в области ВЭ*

- Международная сеть по выводу из эксплуатации (IDN)
- Проект «Ограничения для реализации программ вывода из эксплуатации и восстановления окружающей среды» (CIDER project)
- Международный проект по управлению выводом из эксплуатации и реабилитацией поврежденных ядерных установок (DAROD)
- Демонстрационный проект по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов (R2D2)

## Публикации МАГАТЭ в области ВЭ за последние 6 лет

### Серийные издания

- Анализ и сбор данных для расчета затрат на снятие исследовательских реакторов с эксплуатации: окончательный отчет совместного проекта DACCORD, 2021
- Вывод из эксплуатации ускорителей частиц, 2020
- Управление непредвиденными обстоятельствами при выводе из эксплуатации, 2016

### Отчеты по безопасности

- Управление рисками проекта при выводе из эксплуатации, 2019
- Методики оценки срока действия источника активации для использования в приложениях для вывода из эксплуатации, 2019

### Технические документы

- Управление старением атомных электростанций во время отложенных периодов строительства, длительного останова и постоянного останова перед выводом из эксплуатации, 2021
- **Радиационная защита персонала при снятии с эксплуатации ядерных установок**, 2021
- Типовые правила вывода объектов из эксплуатации, 2017

### Общие требования безопасности

- Вывод объектов из эксплуатации, 2015

## Международная сеть по выводу из эксплуатации (IDN)

Год основания: 2007 | Статус: Действует | Является самым крупным проектом МАГАТЭ в обл. ВЭ

### Миссия

- Повышение квалификации и уровня знаний посредством сотрудничества, подготовки кадров и обмена знаниями и информацией в области вывода из эксплуатации ядерных установок.

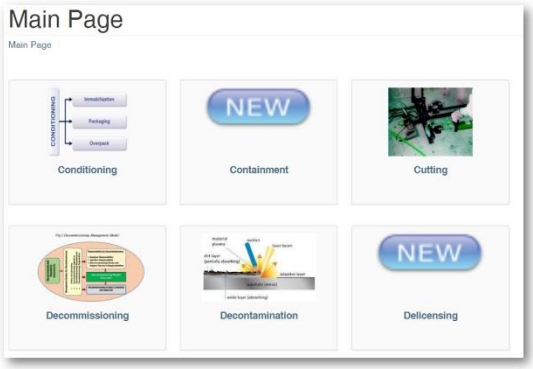
### Задачи

- объединение организаций и частных лиц, участвующих в ВЭ и демонтаже загрязненных объектов;
- содействие обмену практическим опытом ВЭ и извлеченными уроками;
- сбор и предоставление информации, относящейся к выводу из эксплуатации, от имени своих членов.

## Международная сеть по выводу из эксплуатации (IDN)

**Полезные проекты:**

1) Групповые и индивидуальные рабочие чаты участников
2) Большая база бесплатных курсов, в т.ч. на русском языке
3) Онлайн-энциклопедия Nuclear Wiki МАГАТЭ (аналог Wikipedia)




**Особенности материалов IDN:**

1) Отсутствие публикаций с привязкой к IDN, только под именем МАГАТЭ
2) Малая информативность материалов рабочих групп, находящихся в открытом доступе:
   - фотографии объектов, загрязненных материалов, типичных процессов демонтажа и обращения с РАО и т.п.;
   - информация о введении новых нормативно-правовых актов, отчетов регулирующих органов;
   - сообщения о текущих проблемах и планах их решения.

## Проект «Ограничения для реализации программ вывода из эксплуатации и восстановления окружающей среды» (CIDER project)

Год основания: 2013 | Статус: Действует | Является проектом IDN

### Миссия

- Содействие в повышении уровней выполнения программ по ВЭ и реабилитации (Decommissioning and Environmental Remediation, D&ER)

### Задачи

- содействия более тесному сотрудничеству между государствами-членами
- разработка базового отчета, который представляет собой глобальный обзор обязательств и ограничений с рекомендациями о том, как их можно преодолеть (Этап I)
- предложения конкретных действий для устранения имеющихся препятствий (Этап II)

**Промежуточные результаты:**

1) Разработка отчета «Содействие осуществлению программ вывода из эксплуатации и реабилитации».
2) Развита и внедрена идея «Концептуальной модели площадки» (на базе бывш. АО «ВНИИХТ»)
3) Реализованы несколько проектов:

- по определению конечного состояния при реабилитации (DERES);
- по системам управленческой поддержки проектов реабилитации (MAESTRI)
- по обращению с историческими захоронениями РАО в траншеях (LeTrench) – **представляет интерес в рамках ФЦП ЯРБ-2**



## Международный проект по снятию с эксплуатации и реабилитации аварийных ядерных объектов(DAROD project)

Год основания: 2011 | Статус: Окончен в 2019 г.

### Миссия

- Изучение и извлечение уроков из опыта по ВЭ и реабилитация аварийных ядерных объектов

### Задачи

- распространение опыта и информации от заинтересованных сторон, участвующих в ликвидации последствий (регулирующие органы, операторы, правительства и общественность);
- разработка стратегии восстановления объекта после потенциальной радиационной аварии, в т.ч. плана по выводу из эксплуатации, реабилитации и обращения с отходами.

**О проекте:**

1) Проект представляет интерес не только с точки зрения ВЭ поврежденных ЯУ, но и обращения с РАО, технологий дезактивации и демонтажа.
2) Отсутствует итоговый отчет о результатах проекта.

## Демонстрационный проект вывода из эксплуатации исследовательских реакторов ($R^2D^2$)

Год основания: 2006 Статус: Окончен в 2016 г.

### Миссия

- Оказание технической поддержки странам по проблематике вывода из эксплуатации ИЯУ

### Задачи

- Предоставление и проведение показательных работ на демонстрационной площадке;
- Содействие обмену информацией, обучению, передачи опыта;
- Установление взаимодействия между государствами-членами путем организации семинаров, лекций и т.д.

**О проекте:**

$R^2D^2$ представляет интерес как база данных проектов развитых стран.

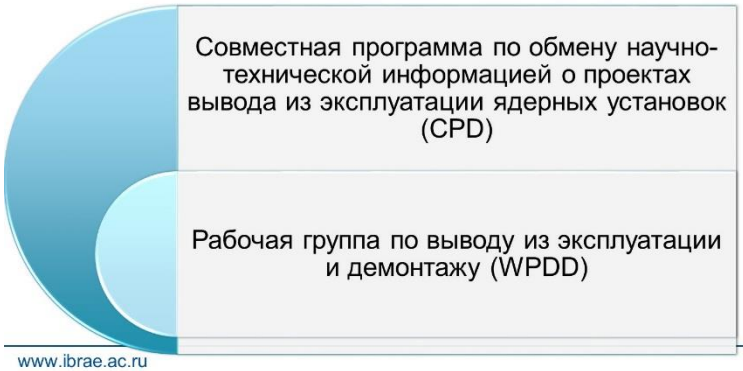
**Например, опыт ВЭ** АС в заливе Гумбольдт-Бэй (США) ⟶ строительство «стены в грунте» вокруг АС, диаметром 34 м, глубиной 53 м и толщиной 4 м

## АЯЭ ОЭСР (NEA/OECD)

Агентство по ядерной энергии (**АЯЭ**) Организации экономического сотрудничества и развития (ОЭСР):

- Основано в **1958** г.
- Общее число членов в 2021: **31**
- РФ является членом АЯЭ с 2013 г.

*Основные проекты АЯЭ в области ВЭ*



## Публикации АЯЭ ОЭСР в области ВЭ за последние 6 лет

### Отчеты, изданные в рамках работы CPD

- **Оптимизация обращения с низкоактивными радиоактивными материалами и отходами при снятии с эксплуатации, 2020**
- Сравнительный анализ затрат на вывод АЭС из эксплуатации, 2019
- Подготовка к выводу из эксплуатации во время эксплуатации и после окончательного останова, 2018
- Устранение неопределенностей в оценках затрат на снятие с эксплуатации ядерных объектов, 2017
- **Утилизация и повторное использование материалов, возникающих при снятии с эксплуатации ядерных объектов, 2017**
- Радиологическая характеризация с точки зрения конечного состояния отходов и материалов, 2017
- Обращение с радиоактивными отходами после аварии на атомной электростанции, 2016
- Финансирование вывода из эксплуатации ядерных объектов, 2016



## Совместная программа по обмену научно-технической информацией о проектах вывода из эксплуатации ядерных установок (CPD)

Год основания: 1985

Статус: Действует

Является самым крупным проектом АЯЭ в обл. ВЭ

### Цель

- Получение информации и обмен накопленным опытом о практических работах по ВЭ между странами-участниками проекта в целях использования для будущих работ поВЭ

### Задачи

- содействие обмену информацией, обучению, передачи опыта;
- организация встреч с проведением презентаций представителей о достигнутых целях, полученных результатах;
- становление плотного взаимодействия между участниками.

Способы взаимодействия В CPD

- Собрания раз в 2 года
- Встречи рабочих групп (при необходимости)

Объединяет представителей организаций, непосредственно осуществляющих работы по ВЭ , т.е. **строго конфиденциальна.**

Представляет большой интерес ввиду большого объема данных (теоретических и практических) в открытом доступе

## Совместная программа по обмену научно-технической информацией о проектах вывода из эксплуатации ядерных установок (CPD)

**Полезные материалы:**

- Отчет «Утилизация и повторное использование материалов, возникающих при снятии с эксплуатации ядерных объектов», 2017 г.

**Основные выводы (для возможного применения в РФ):**

1. Увеличение номенклатуры перерабатываемых материалов.
2. Установление максимальных массогабаритных характеристик партии измеряемых материалов.
3. Использование загрязненного металла для производства контейнеров или биологической защиты.

## Рабочая группа по выводу из эксплуатации и демонтажу (WPDD)

Год основания: 2000

Статус: Преобразована в 2019 г. в Комитет по выводу из эксплуатации ядерных установок и обращению с ядерным наследием (CDLM)

### Цель

- Получение информации и обмен накопленным опытом о проектах по ВЭ между странами-участниками в целях применения в будущих проектах ВЭ

### Задачи

- содействие обмену информацией, обучению, передачи опыта;
- организация встреч с проведением презентаций представителей о достигнутых целях, полученных результатах;
- становление плотного взаимодействия между участниками.

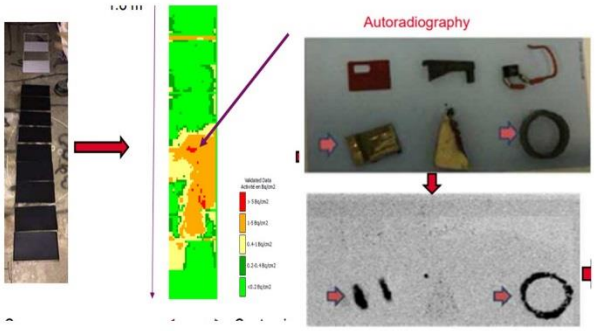
OPEN

Проект являлся открытым для всех стран-участников ОЭСР с ядерными программами

## Рабочая группа по выводу из эксплуатации и демонтажу (WPDD)

**Полезные материалы:**

- Материалы рабочей встречи 2016 г.




**Основные выводы (для возможного применения в РФ):**

1. Применение метода авторадиографии для определения сложнодетектируемых альфа- и бета-излучателей (3H, 14C, 36Cl, 90Sr).
2. Технология лазерной дезактивации металлических поверхностей (Кд по альфе – 100, по бете – 50)

## Выводы

1. Проблема, связанная с выводом из эксплуатации ОИАЭ, очень актуальна для Российской Федерации в связи с большим количеством объектов, находящихся на разных стадиях жизненного цикла.
2. Взаимодействие с международными организациями необходимо для успешного развития направления D&D в Российской Федерации и поддержания конкурентоспособности на мировом рынке.
3. Российская Федерация обладает достаточным научно-техническим потенциалом для развития работ по ВЭ.
4. Анализ материалов содержит полезную информацию о выполненных проектах и использованных технологиях, которая в том числе может быть использована для выработки рекомендаций при проведении работ в рамках ФЦП ЯРБ-2.

# ЭКСПЛУАТАЦИОННАЯ КОНФИГУРАЦИЯ БЛОКА АС КАК ОСНОВА ОПТИМИЗАЦИИ ПРОЦЕССА ЕГО ПОДГОТОВКИ К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

*О.Ю. Литвиненко, П.А. Стряпушкин, А.Е. Щадилов*

*ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва*

Понятие «конфигурации» (configuration) определено в глоссарии МАГАТЭ[4] [1] и используется в отношении физических, функциональных и эксплуатационных характеристик конструкций, систем (элементов) ОИАЭ[5]. «Управление конфигурацией» (configuration management) – это процесс определения и документирования характеристик конструкций, систем (элементов), а также обеспечение того, чтобы изменения этих характеристик должным образом разрабатывались, оценивались, вводились, регистрировались и включались в документацию ОИАЭ. Понятия «конфигурации» и «управления конфигурацией» используются в документах МАГАТЭ в отношении АС, объектов ядерного топливного цикла и исследовательских ядерных установок.

Специальные требования безопасности для блоков АС SSR-2/2 [2] содержат требование о контроле «конфигурации» для обеспечения соответствия между фактическим состоянием конструкций, систем (элементов) блока АС, проектными требованиями к их характеристикам и информацией в технической и эксплуатационной документации, отражающей состояние конструкций, систем (элементов), а также условия их эксплуатации (рис. 1). Подробно концепция управления конфигурацией на АС рассматривается в отчетах МАГАТЭ [3,4].

[4] Международное агентство по атомной энергии

[5] Объект использования атомной энергии

Рис. 11 Схема концепции управления конфигурацией

В российской нормативной правовой базе «конфигурация» определена проектом и отражается в ООБ[6] АС. НП-001-15 [5] содержит требование о соответствии отчета по обоснованию безопасности АС ее фактическому состоянию. Не допускаются расхождения, влияющие на безопасность, между информацией, содержащейся в ООБ АС и проекте АС, а также расхождения между проектом АС и его реализацией.

На этапе эксплуатации изменения, как правило, не имеют масштабный характер и происходят за счет замены отдельного оборудования или систем, конфигурация блока АС остается стабильной на протяжении всего этапа эксплуатации, а изменения в ней незначительны.

Общие требования безопасности МАГАТЭ к выводу из эксплуатации установок GSR Part 6 [6], а также отчеты МАГАТЭ [7, 8] отдельно выделяют «переходный период» (transition period), который начинается с момента окончательного останова для вывода из эксплуатации и заканчивается получением лицензии на вывод из эксплуатации. В этот период характерны последовательные изменения в конфигурации блока АС, связанные с мероприятиями по подготовке к выводу из эксплуатации. Специальное руководство по безопасности МАГАТЭ SSG-47 [9] содержит рекомендацию, что в «переходный период» процесс управления конфигурацией на блоке АС должен обеспечить контроль высокой скорости изменений на объекте, а также в сопутствующей документации, чтобы сохранить информацию о текущем состоянии объекта.

[6] Отчет по обоснованию безопасности

В ФНП[7] отсутствуют специальные требования к данному «переходному периоду» от эксплуатации блока АС к его выводу из эксплуатации. Общие требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации блока АС установлены в НП-001-15, НП-091-14 и НП-012-16 [5, 10, 11]. После окончательного останова блока АС должны осуществляться организационно-технические мероприятия по его подготовке к выводу из эксплуатации, которые установлены в НП-091-14 и НП-012-16 [10, 11].

Реализация данных организационно-технических мероприятий (удаление ядерных материалов с блока АС, радиоактивных сред из оборудования и технологических систем, проведение работ по дезактивации) ведет к постепенному снижению радиационной опасности блока АС, остановленного для вывода из эксплуатации. При этом часть важных для безопасности систем (элементов) после окончательного останова блока АС не используются по своему проектному назначению. Для таких систем (элементов) становится актуально сокращение объема технического обслуживания и вывод из эксплуатации отдельных систем.

Назначение элемента и его класс безопасности назначается в проекте АС и должен быть отражен в ООБ АС. На основе проектной документации блока АС, а также эксплуатационной и ремонтной документации предприятий-изготовителей на оборудование определяется объем и периодичность технического обслуживания систем (элементов) с учетом требований безопасности в области использования атомной энергии и руководящих документов эксплуатирующей организации.

В соответствии с требованиями п. 5.8 НП-001-15 [5], блок АС, остановленный для вывода из эксплуатации, считается находящимся в эксплуатации до удаления с него всех ЯМ[8], включая свежее ядерное топливо и ОЯТ[9]. До этого момента на системы (элементы) блока АС будут распространяться требования ФНП, как для действующего блока АС, включая требования по управлению ресурсом систем (элементов) и поддержанию их работоспособности посредством проведения технического обслуживания, ремонта, испытаний и проверок, а также требования к персоналу и документации. Однако, осуществление технического обслуживания и управления ресурсом в объеме требований к

[7] Федеральные нормы и правила

[8] Ядерные материалы

[9] Отработавшее ядерное топливо

эксплуатирующимся блокам избыточно в отношении систем (элементов) окончательно остановленного блока АС, которые не используются по своему проектному назначению.

В соответствии с требованиями п. 5.8 НП-001-15 [5], допускается обоснованное сокращение объема технического обслуживания и вывод из эксплуатации отдельных систем (элементов). Однако, поскольку требования к документации сохраняются в полном объеме, то в соответствии с требованиями п. 1.2.8 НП-001-15 [5], изменение классов безопасности элементов, изменения в составе, объеме проводимого технического обслуживания систем (элементов), а также их вывод из эксплуатации должны отражаться в исходной проектной документации, как для действующего блока АС, что нецелесообразно на этапе подготовки к выводу из эксплуатации.

Разработанное в 2019 году руководство по безопасности РБ-158-19 [12] содержит рекомендации по планированию и обоснованию сокращения объема технического обслуживания и выводу из эксплуатации отдельных систем (элементов). В данном руководстве используется понятие «эксплуатационная конфигурация блока АС, остановленного для вывода из эксплуатации», которое определено в НП-012-16 [11] как «технический документ, содержащий информацию о составе (изменениях в составе, а также взаимосвязях) и назначении систем (элементов) блока АС, систем общеблочного и общестанционного назначения на этапе эксплуатации блока АС, остановленного для вывода из эксплуатации» (далее – эксплуатационная конфигурация).

Согласно РБ-158-19 [12], в эксплуатационной конфигурации рекомендуется, в том числе, привести системы (элементы), необходимые на определенных этапах для безопасной эксплуатации блока АС, остановленного для вывода из эксплуатации, их классификацию по назначению и влиянию на безопасность, а также установить классы безопасности элементов. При планировании изменения объемов технического обслуживания и контроля технического состояния систем (элементов) рекомендуется учитывать их классификацию, установленную в эксплуатационной конфигурации.

Таким образом, для учета изменений в функционировании, влиянии на безопасность и условиях эксплуатации систем (элементов) блока АС, остановленного для вывода из эксплуатации, актуально внесение изменений в НП-012-16 [11] в отношении «эксплуатационной конфигурации», устанавливающих требования к разработке и содержанию разделов данного документа. Применение «эксплуатационной конфигурации» в качестве основного документа для обоснования изменения классификации систем (элементов) по влиянию на безопасность, сокращения объема

технического обслуживания и вывода из эксплуатации отдельных систем (элементов) позволит оптимизировать процесс подготовки блока АС к выводу из эксплуатации.

**Литература**


1. IAEA safety glossary : 2018 edition. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2019. – 278 p.

2. Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation. Specific Safety Requirements No. SSR-2/2 (Rev. 1), IAEA – Vienna, 2016.

3. Application of configuration management in nuclear power plants. Safety reports series No. 65. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2010. – 114 p.

4. Configuration management in nuclear power plants. IAEA-TECDOC-1335. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2003. – 76 p.

5. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору Ростехнадзора от 17.12.2015 № 522.

6. Decommissioning of Facilities. General Safety Requirements Part 6, IAEA – Vienna, 2014.

7. Safety considerations in the transition from operation to decommissioning of nuclear facilities. Safety Reports Series No. 36. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2004. – 48 p.

8. Transition from operation to decommissioning of nuclear installations. Technical reports series No. 420. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2004. – 226 p.

9. Decommissioning of nuclear power plants, research reactors and other nuclear fuel cycle facilities. IAEA safety standards series No. SSG-47. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2018. – 120 p.

10. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения» (НП-091-14), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 20.05.2014 № 216.

11. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» (НП-012-16), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 10.01.2017 № 5.

12. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по планированию и обоснованию сокращения объема технического обслуживания, вывода из эксплуатации отдельных систем и элементов, изменения числа оперативного персонала блока атомной станции, остановленного для вывода из эксплуатации» (РБ-158-19), утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 19.07.2019 № 286.

# РЕЗУЛЬТАТЫ НИОКР В ПОДДЕРЖКУ БЕЗОПАСНОГО ВЫПОЛНЕНИЯ РАБОТ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

*С.В. Михейкин*

*АО "ВНИИНМ", г. Москва*

Разработка новых средств и методов дезактивации в АО ВНИИНМ выполняется с середины 60-х гг. Созданные во ВНИИНМ средства и технологии дезактивации успешно применялись на предприятиях отрасли, на объектах ВМФ. При ликвидации аварии на Чернобыльской АЭС применены разработки полимерных дезактивирующих покрытий на основе ПВС, жидкостные методы дезактивации специальной техники, локализация и пылеподавление с применением препарата ММ-1. Первый опыт применения разработанных методов для дезактивации оборудования и помещений в целях ВЭ относится к дезактивации помещений У-5 в 1999-2000 гг. Для этих целей также применялись локализующие и дезактивирующие препараты на основе ПВС. В 2018 г. АО ВНИИНМ принял участие в противоаварийных учениях на тему «Организация и отработка взаимодействия органов управления и сил Госкорпорации «Росатом» и ФМБА России при радиационной аварии на объекте по обращению с ОЯТ» «DOCKING-2018». В рамках учений, участникам и наблюдателям была продемонстрирована технология и оборудование нанесения и удаления дезактивирующих полимерных покрытий на основе ПВС, ПВБ.

В период 2010-2015 гг разработаны пенные методы дезактивации и оборудование для применения пен.

В настоящее время выполнены и продолжаются исследования по следующим НИОКР:

- разработка методов дезактивации и демонтажа радиационно-загрязненного оборудования и коммуникаций сублиматного производства АО «АЭХК»;

- НИОКР по обеспечению создания установки по переработке металлических радиоактивных отходов, загрязненных трансурановыми радионуклидами;

- технологические решения по ВЭ корпуса 242 ПАО «МСЗ»;

- НИОКР по разработке полимерного дезактивирующего состава на основе гидрогеля, обладающего свойствами дилатантной жидкости;

- развитие существующих и поиск новых направлений по лазерной дезактивации различных поверхностей на действующих объектах и при работах по выводу из эксплуатации

Выполняемые НИОКР направлены на повышение безопасности выполняемых и планирующихся работ по ВЭ ЯРОО за счет обеспечения возможности дистанционного применения технологий и сокращения дозовых нагрузок на персонал, а также предотвращения поступления радиоактивных веществ в окружающую среду.

## НИОКР ВНИИНМ в области ВЭ и дезактивации

- Жидкостные методы дезактивации для Отрасли и ВМФ ( с 1965 г по н.в.)
- Полимерные съемные покрытия на основе ПВС ( с 70-х гг по н.в.)
- Методы электрохимической дезактивации (с 90-х гг по н.в.)
- Полимерные структурообразователи для защиты загрязненных почв (1986-2005)
- Метод гравиметрической дезактивации почв (с 2003 - по н.в.)

Жидкостные методы дезактивации, полимерные покрытия на основе ПВС и полимерные структурообразователи на основе ПЭК прошли промышленное применение при ЛПА на ЧАЭС в 1986 - 1990 гг

3

## Дезактивация съёмными полимерными покрытиями

Исходная загрязненность поверхностей составляла от 10 до 150 Бк/см$^2$ по β-нуклидам. Пленкообразующую композицию наносится на поверхности с помощью кистей и распылением. Расход исходных плёнкообразующих композиций при проведении 0,2-0,3 л/м$^2$.

**Состав пленкообразующих композиций % , массовых**

| Композиция 1. | | | Композиция 2. | |
|---|---|---|---|---|
| № п/п | Реактив | Содержание, % | Реактив | Содержание, % |
| 1 | ПВС | 12,0 | ПВС | 15,0 |
| 2 | Глицерин | 3,0 | Глицерин | 3,5 |
| 3 | ПАВ | 0,1 | ПАВ | 0,1 |
| 4 | Щавелевая к-та | 2,6 | Щавелевая к-та | 2,6 |
| 6 | Вода | остальное | Вода | остальное |

| Дезактивирующий состав | Уровень α-загрязнения поверхности, Бк/см$^2$ | | КД | Уровень β-загрязнения поверхности, Бк/см$^2$ | | КД |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | исходный | остаточный | | исходный | остаточный | |
| Композиция № 1 | 5,1 | 0,8 | 6 | 60 | Фон | - |
| | 7,0 | 1,5 | 5 | 60 | 3,5 | **17** |
| | 7,5 | 3,0 | 2,5 | 100 | 5,0 | **20** |
| | 15,0 | 2,5 | 6 | 140 | 5,5 | **25** |
| Композиция № 2 | 6,2 | Фон | - | 50 | Фон | - |
| | 11,3 | 0,9 | 13 | 60 | Фон | - |
| | 12,2 | 0,7 | 17 | 130 | 3,0 | **43** |
| | 14,0 | 0,5 | 28 | 150 | 4,0 | **38** |

## Дезактивация съёмными полимерными покрытиями

**Технические характеристики:**
- **Расход рецептуры - 0,2-0,5 л/м²**
- **Время формирования покрытия - 4-24 ч**
- **Средняя толщина покрытия - 70-150 мкм**

**Количество ТРО - 0,1-0,3кг/м²**
- **КД – 50 – 1000.**

5

## Технология и мобильный комплекс пенной дезактивации крупногабаритного оборудования

**Дезактивация с пеногенерирующей насадкой высокой производительности (до 30 м³пены/мин)**

КД для внутр. поверхностей емкостного оборудования 8 - 25

6

# Установки жидкостной и электрохимической дезактивации металлоконструкций с ультразвуковой интенсификацией процесса

**Технические характеристики установки:**

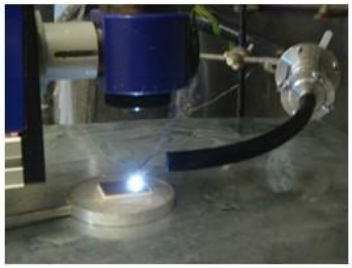
Частота ультразвуковых колебаний: 22 ± 1,65 кГц
Мощность ультразвукового излучателя: 0,1кВт
Количество ультразвуковых излучателей: 40шт.
Тип излучателя: УЗИ.07А(приварной)
Объем дезактивирующего раствора: 650л
Температура дезактивирующего раствора: 40-70°С
Материал: сталь 12Х18Н10Т
КД: 12 – 70

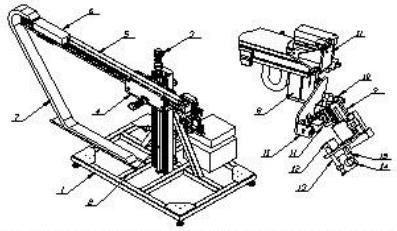
**Портативное оборудование УЗ-дезактивации применено в 2015г в комплексе «горячих» камер для дезактивации емкостного оборудования**

Дезактивировано: 55 единиц оборудования
Осадков и отложений, содержащих ВОУ U-235 не выявлено

7

# Установка лазерной дезактивации





1 – рама, 2 – узел вертикального перемещения направляющей, 3 – привод вертикального перемещения, 4 – опорная каретка, 5 – направляющая, 6 – лазер, 7 – гибкий кабельный канал, 8,9 – узлы вертикального перемещения рабочего органа, 10 – узел поворота рабочего органа, 11 – поворотные зеркала, 12 – фокусирующая система, 13 – детектор радиоактивного излучения, 14 – воронка отсоса газа, 15 – д

**Импульсный твердотельный лазер**

длина волны излучения - 1064 нм
энергия в импульсе излучения – не менее 5 мДж на выходе
длительность импульса излучения - 3-8 нс
КД – 15 - 50

**2017г – разработка метода плазменно-абляционной дезактивации**

8

# Локальные установки для сбора и компактирования аэрозольных РАО, образующихся при дезактивации

**Установки обеспечивают сбор и локализацию аэрозолей с размерами от 0,3 до 10 мкм с эффективностью очистки до 99,995% (0,3 мкм).**

**эффективность фильтрации частиц 0,18 мкм 99,995 % (класс H 14)**

9

# ЦКВЭ АО ТВЭЛ

- научно-техническое, методическое обеспечение подготовки к ВЭ предприятий Топливной компании(программа ВЭ, концепция ВЭ, технические решения по подготовки к ВЭ);
- научно-техническое, методическое обеспечение проведения КИРО (регламенты, программы, методики) и проверка качества проведения КИРО;
- научно-техническое, методическое обеспечение разработки ПСД на ВЭ ЯРОО и реабилитации загрязненных территорий предприятий Топливной компании;
- обеспечение технологическими решениями разработки ПСД, проверка качества технологических и организационных решений ПСД на ВЭ ЯРОО и реабилитации загрязненных территорий;
- разработка, экспертиза технологических решений по удалению ЯМ, РВ, накопленных РАО на стадии подготовки к ВЭ, реабилитации РЗТ предприятий Топливной компании;
- разработка, экспертиза технических решений на стадии вывода из эксплуатации ЯРОО, реабилитации РЗТ;
- научно-техническое обеспечение работ на стадии ВЭ ЯРОО, реабилитации РЗТ;
- обучение методам дезактивации, демонтажа персонала предприятий Топливной компании;
- международное сотрудничество WPDD и с российскими предприятиями по вопросам ВЭ ЯРОО, реабилитации РЗТ.

10

## Зоны ответственности ЦКВЭ АО ВНИИНМ

**Этап «Подготовка к ВЭ»:**
- технологические решения по удалению ЯМ, РВ, ранее накопленных РАО;
- технологические решения по дезактивации;
- аттестованные методики анализа отложений, содержащих ДМ в оборудовании и коммуникациях;
- концепция ВЭ ЯРОО;
- программа ВЭ ЯРОО.
- исходные данные для получения заключения о ядерно-безопасном состоянии объекта;
- научно-технические отчеты по разработке технологий ВЭ;

**Этап «Проведение КИРО»:**
- регламент КИРО;
- программа КИРО;
- методики проведения радиационных обследований.

**Этап «Разработка ПСД»:**
- техническое задание на разработку ПСД;
- исходные данные для разработки ПСД в части технологических решений;
- технические решения обоснования выбора метода дезактивации;
- обоснование выбора метода демонтажа;
- заключение на ПСД, на технологическую часть ПСД

## Зоны ответственности ЦКВЭ АО ВНИИНМ

**Этап «ВЭ ЯРОО»:**
- технические решения по производству работ по выводу из эксплуатации и реабилитации РЗТ;
- технологические решения по дезактивации;
- регламент измерений РАО;
- регламент обращения с РАО;
- технологическая часть для подготовки ППР;
- технологические инструкции и регламенты;
- программы обследований после завершения этапов ВЭ;
- база данных ВЭ ЯРОО.

# Потребности в НИОКР

Ужесточение нормативной базы ведет к необходимости изменения или модификации технологий;

С момента появления основных технологий ВЭ в промышленности внедрены новые технологии и процессы;

Процессы дезактивации в большинстве случаев основаны на химических процессах, в этой области есть новые прорывные технологии и реактивы

Все большее количество ЯРОО подлежит ВЭ или подходит к этому этапу, с этим связаны требования повышения эффективности методов и средств

# Требования к НИОКР

Разрабатываемые технологии должны быть:

- Безопаснее, проще;
- Снижать потенциальное облучение работников радиацией, выбросы пыли и распространение загрязнений, пожароопасность, шум,….;
- Более производительными;
- С высокими показателями экономической эффективности (техническое обслуживание, эксплуатация, производство отходов);
- Адаптированы для конкретных применений

14

## Перечень существующих и планируемых к появлению услуг ЦКВЭ АО «ВНИИНМ» по направлению НТД ВЭ ЯРОО

15

## График реализации поисковых НИОКР с открытием и инициированием новых базовых НИОКР

| | Поисковые НИОКР | Базовые НИОКР, которые смогут стать доступны | Группы новых продуктов , услуг и тактические НИОКР, открываемые после реализации базового НИОКР | Условия для генерации новых продуктов и услуг |
|---|---|---|---|---|
| 1 | Ежегодный Обзор лучших практик по ВЭ с апробированием перспективных средств дезактивации | Разработка новых дезактивирующих составов;<br>Обратный инжиниринг;<br>Разработка новых технологий дезактивации и демонтажа | Оборудование, средства, технологии дезактивации, демонтажа, вывода из эксплуатации, измерений | Выделение достойного финансирования;<br>Обеспечение интегратором создания новых производств и поиски рынков сбыта продукции |
| 2 | Разработка консолидированной модели стратегического развития направлений НИОКР, перспективных для ВЭ ЯРОО | Новые НИОКР по дезактивации, демонтажу, ВЭ ЯРОО, обращению с РАО | | Выделение достойного финансирования;<br>Обеспечение интегратором создания новых производств и поиски рынков сбыта продукции |
| 3 | Развитие существующих и поиск новых направлений по лазерной дезактивации различных поверхностей на действующих объектах и при работах по выводу из эксплуатации | Новые НИОКР по дезактивации,, демонтажу, ВЭ ЯРОО, обращению с РАО, новые НИОКР с внедрением лазерных технологий в неядерном бизнесе,<br>Разработка устройства для лазерной дезактивации на предприятиях топливного цикла,<br>Разработка устройства для дезактивации поверхностей при ВЭ ЯРОО | Оказание услуг по дезактивации поверхностей (целевой продукт),<br>Разработка и оптимизация технологического оборудования по дезактивации поверхностей под требования заказчика (группа НИОКР)<br>Авторский надзор | Реализация базового проекта.<br>Накопление лабораторной базы.<br>Прямое взаимодействие с предприятиями для определения исходных данных. |

## Тактические НИОКР, продукты и услуги

| | Доступные тактические НИОКР, продукты и услуги | Потенциальные заказчики | Условия для генерации новых продуктов и услуг |
|---|---|---|---|
| 1 | Адаптация технологии пульсационной дезактивации к условиям конкретных производств; создание новых установок пульсационной дезактивации | АО «ВНИИНМ» (новая обязка существующей установки - 2021г)<br>ЧУ «ПРОРЫВ» (с 2022 г.);<br>ПО «МАЯК»;<br>АО «СХК» | Для предоставления комплексной услуги в гражданском направлении может потребоваться изменение УДЛ |
| 2 | Разработка технологических решений, методического сопровождения работ при реализации мероприятий по ВЭ ЯРОО под конкретные объекты | ЦКВЭ:<br>АО «ЦПТИ» (опыт 2019 г.);<br>АО «СХК» (опыт 2020 г.);<br>АО «АЭХК» (опыт 2020 г., запланирован 2021г.) | Развитие квалификации специалистов, расширение штата |
| 3 | Реализация совместных НИОКР в комплексе Горячие камеры | Внутренние заказчики АО «ВНИИНМ» по проектам ПРОРЫВ и ЖСР<br>(Опыт 2018-2020 гг., планы с 2021г.) | Модернизация комплекса Горячие камеры |

17

# результаты НИОКР в области ВЭ ЯРОО, по состоянию на 2021

| № п/п | Наименование НИОКР | результат НИОКР |
|---|---|---|
| 1 | Разработка методов дезактивации и демонтажа радиационно-загрязненного оборудования и коммуникаций сублиматного производства АО «АЭХК» | В рамках проведения НИОКР «Разработка методов дезактивации и демонтажа радиационно-загрязненного оборудования и коммуникаций сублиматного производства АО ««АЭХК»» выполнен анализ научно-технической и патентной информации по проблеме дезактивации материалов, загрязненных соединениями урана. На основании данного анализа выбраны направления лабораторных исследований и дезактивирующих композиций и произведен подбор и адаптация аккумуляторного инструмента для его апробации при демонтаже реальных объектов сублиматного производства.<br>Оборудование для демонтажа успешно апробировано в здании 301 АО «АЭХК». Контроль загрязненности воздуха показал отсутствие выбросов при производстве работ.<br>В апробации участвовали:<br>- сабельная пила (Milwaukee C18 HZ-0; полотно 48-00-5789) для демонтажа технологических труб систем коммуникаций оборудования<br>- пила по металлу (Milwaukee HD 18 MS-0; диск Milwaukee 48-40-4075);<br>- мобильный комплект с УШМ с возможностью удаления загрязнённого воздуха из рабочей зоны на базе аккумуляторной углошлифовальной машины Milwaukee M18 CAG 125X-0 FUEL с алмазной чашкой Milwaukee 4932451186 и аккумуляторного пылесоса Milwaukee M18VC-0.<br>2. Полимерные локализующие и дезактивирующие композиции доказали свою эффективность при нанесении на бетонные поверхности в здании 301. Приемлемый Кд был получен даже в случае дезактивации сильнофиксированного загрязнения на бетонном полу.<br>3. Испытания модифицированных дезактивирующих рецептур на образцах нержавеющей стали и углеродистой стали сублиматного производства показали их высокую эффективность даже по сравнению со штатным реагентом.<br>Растворы №№ 2, 3, 4 показали высокую эффективность по дезактивации углеродистой стали. В трех случаях растворы 1 и 3 позволили очистить поверхность углеродистой стали до фоновых значений. При этом применение $MnO_2$ в сочетании с $H_2SO_4$ позволяет сократить время отмывки металла до 3 часов по сравнению с 24 для штатного метода. Сочетание $MnO_2$ и $H_3PO_4$ позволяет добиться уровня фоновых значений за 6 часов;<br>Максимальный Кд для нержавеющей стали показал раствор №1. Сравнение с эффективностью штатного раствора ХЦ АО ««АЭХК»» показало практически 4-х кратное увеличение КД. Отмечено, что добиться сопоставимого уровня эффективности дезактивации можно только при увеличении срока выдержки металла с применением штатного раствора до 24 часов.<br>Для интенсификации процесса жидкостной дезактивации и повышения производительности существующего оборудования для удовлетворения потребностей дезактивации в условиях ВЭ предлагается исследовать возможность применения нагрева дезактивирующего раствора до 80-95 С и оценить применение ультразвука. |

18

# Апробация методов демонтажа

## результаты НИОКР в области ВЭ ЯРОО, по состоянию на 2021

| № п/п | Наименование НИОКР | результат НИОКР |
|---|---|---|
| 2 | НИОКР по обеспечению создания установки по переработке металлических радиоактивных отходов, загрязненных трансурановыми радионуклидами | **Выводы**<br>1. Показано, что наибольшей эффективностью для предварительной жидкостной дезактивации обладает раствор состава: $HNO_3$, NaF, $NH_2SO_3H$, $C_2H_2O_4$. Реальные образцы нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т и углеродистой стали очищены до фоновых значений.<br>2. Подобран температурный режим, при котором на первом этапе производится прогрев помещенных в тигель МРАО с флюсом до температуры 800 – 1000 °С далее производится постепенное увеличение мощности до температуры плавления МРАО 1350-1450° С, с дальнейшей выдержкой расплава металла под флюсом.<br>3. В результате индукционно-шлаковой переплавки при подобранных условиях удается перевести реальные МРАО из категории САО в категорию ОНАО (или ПОПСР). Кд для стали марки 12Х18Н10Т превышает 167, для углеродистой стали – КД>160;<br>4. Оптимальное количество флюса – 10 масс%. |

### Установка переплавки МРАО (2020г)

1 – преобразователь частоты;
2 – согласующий трансформатор;
3 – индуктор;
4 – тигель;
5 – вытяжная вентиляция;
6 – коллектор

| Наименование характеристики | Значение |
|---|---|
| Преобразователь частоты | |
| Номинальная потребляемая мощность, кВт | 100 |
| Номинальный ток на выходе преобразователя, А | 700 |
| Номинальная частота напряжения на выходе преобразователя, кГц | 4 |
| Номинальное напряжение на выходе преобразователя, В | 10000 |
| Номинальное входное напряжение питающей сети, В | 380 |
| Номинальная мощность на индукторе, кВ·А | 2200 |
| Электрический КПД (без индуктора), не менее | 0,95 |
| Максимальная температура охлаждающей воды, ºС | 25 |
| Максимальное давление охлаждающей воды на входе, МПа | 0,4 |
| Максимальное давление охлаждающей воды на выходе, МПа | 0,05 |
| Расход охлаждающей воды, $м^3$/ч, не менее | 1,6 |
| Габаритные размеры В × Ш × Г, мм, не более | 1400 × 800 × 800 |
| Индуктор | |
| Внутренний диаметр, мм | 110 |
| Высота, мм | 110 |

21

## Процесс переплавки металлических образцов

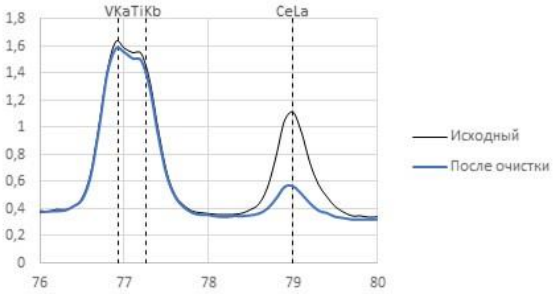
22

## НИОКР на стадии выполнения

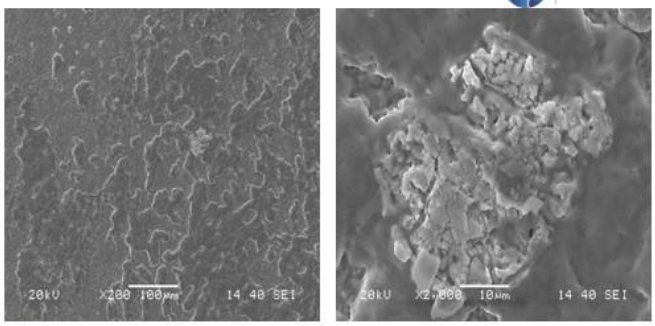
1. «Разработка модульной установки лазерной дезактивации поверхностей материалов»
2. «Разработка консолидированной модели стратегического развития направлений НИОКР, перспективных для ВЭ ЯРОО»
3. «Разработка комплексной технологии и системы пенной дезактивации и защиты загрязненных объектов с применением системы нанесения, сбора и утилизации дезактивирующих составов»
4. «Разработка полимерного дезактивирующего состава на основе гидрогеля, обладающего свойствами дилатантной жидкости»

23

# Лазерная очистка образцов с Ce (имитатор U-Pu )




Интенсивность линий РФА в диапазоне 76..80 до и после очистки




Электронные изображения поверхности после очистки

| Перераспределение химических элементов по всей поверхности после очистки (вес. %) | |
|---|---|
| Fe | 73,45 |
| Cr | 15,54 |
| Ni | 7,94 |
| Mn | 1,12 |
| Mo | 0,97 |
| Ti | 0,45 |
| Co | 0,24 |
| Cu | 0,18 |
| V | 0,07 |
| Ce | 0,03 |

**Методика проведения очистки:**

Параметры лазерного оборудования:

- YAG:Nd лазер;
- Длина волны излучения: 1064 нм;
- Средняя мощность 0,32 Вт;
- Частота следования импульсов: 50 Гц;
- Длительность импульса: 6 нс;
- Энергия в импульсе: ~6,6 мДж.

Параметры излучения на мишени:

- Сдвиг по горизонтали (между импульсами): 70 мкм;
- Сдвиг по вертикали: 0,5 мм;
- Фокальное пятно (максимум энергии ЛИ): d=0,5 мм;
- Интенсивность излучения на поверхности: ~5*10^8 Вт/см$^2$;
- Количество проходов: 2.

24

# АВТОМАТИЗИРОВАННЫЙ И РОБОТИЗИРОВАННЫЙ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ ОБСЛЕДОВАНИЯ ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ УСТАНОВОК ПРИ ВЫВОДЕ ИХ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

*А.И. Маджидов, В.В. Дмитренко, С.Е. Улин, К.Ф. Власик, В.М. Грачев, Р.Р. Егоров, К.В. Кривова, З.М. Утешев, И.В. Чернышева, А.Е. Шустов*

*НИЯУ «МИФИ», г. Москва*

Аннотация

В данном докладе представлены результаты разработки отдельных узлов автоматизированного и роботизированного гамма-спектрометрического комплекса для использования при снятии из эксплуатации ядерно-физических установок, использующий ксеноновый гамма-спектрометр который имеет наиболее лучшие спектрометрические и эксплуатационные характеристики. Особое внимание обращено на обеспечение высоких эксплуатационных характеристик комплекса, что позволит добиться высокой эффективности его использования. Данный этап работы является начальным в создании прототипа комплекса и предназначен для отработки отдельных модулей и программного обеспечения комплекса в лабораторных условиях.

Ведение

Проблемы с выводом из эксплуатации ядерно-физических установок с помощью эффективных, удобных и безопасных специальных измерительных приборов все еще остаются актуальными. Данная работа посвящена разработке автоматизированного и роботизированного гамма-спектрометрического комплекса с использованием ксенонового гамма-спектрометра (КГС) для обследования ядерно-физических установок при выводе их из эксплуатации. Такие спектрометры уже с успехом использовались при экологическом гамма-мониторинге различных объектов, таможенном контроле, регистрации космических гамма-вспышек (с высоким энергетическим разрешением и большой светосилой)

Гамма-спектрометр планируется установить на автоматизированную и роботизированную платформу с дистанционным управлением, что позволит проводить работы по снятию с эксплуатации ядерно-физических установок более удобно, безопасно и с приемлемыми финансовыми затратами.

Характеристики ксенонового гамма-спектрометра (КГС), а также передача данных с использованием беспроводной системы дают значительный эффект при создании такого комплекса.

За последние 20-35 лет учёные разработали ряд роботизированных комплексов для обследованию радиационной обстановки, позволяющих не использовать рабочий персонал при выполнении работ в условиях повышенного радиационного фона. Примером таких комплексов могут служить роботизированные комплексы Quince-2, Quince-3 и RESCUER рис. 1, которые были созданы японскими и испанскими специалистами [1-2].

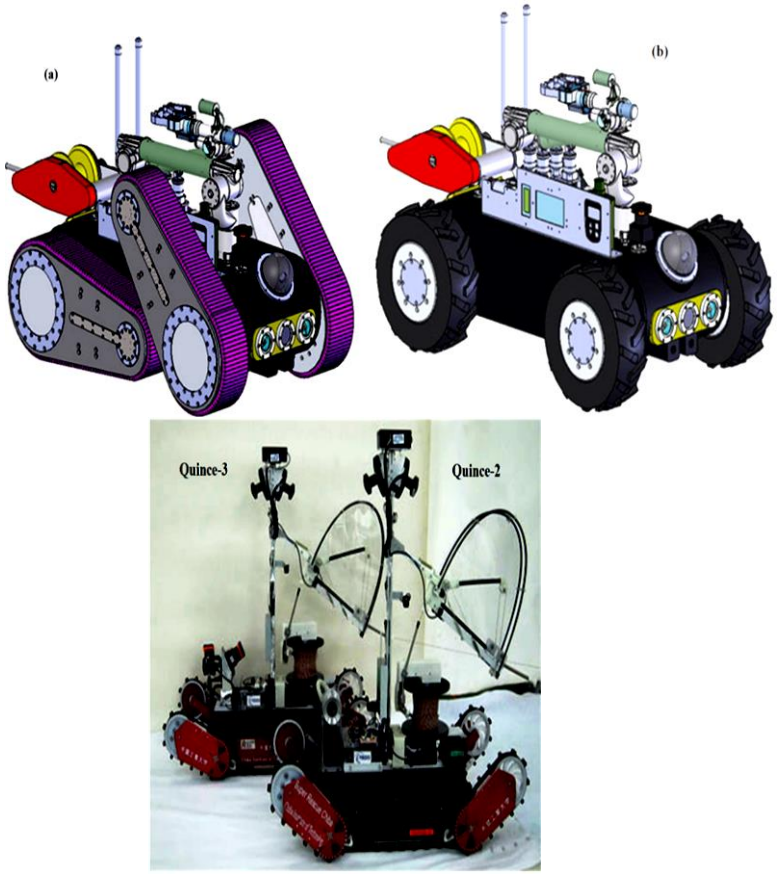



Рис. 1: Робот RESCUER на гусеничной (a) и колесной (b) основе; справа - Quince-2 с пробоотборником воздушной пыли; слева - Quince-2, с лазерными сканерами.

Основными задачами роботизированной платформы являются следующие:

1) Доставка блоков детектирования, установленных на платформе, к исследуемым объектам и возврат их к месту расположения пункта управления;

2) Обеспечение передачи информации (видео, спектрометрическая информация, данные о состоянии платформы) на удаленный пульт оператора.

Гамма-спектрометрический комплекс (ГСК) представляет собой роботизированную и автоматизированную платформу, на которой устанавливаются следующие блоки:

– Гамма-спектрометрическая аппаратура, состоящая из нескольких гамма-детекторов;

– Блоки электроники, обеспечивающие функционирование детектирующей аппаратуры;

– Системы видеокамер для наблюдения за исследуемым объектом и контроля за перемещением платформы;

– Система для обеспечения дистанционного управления платформой и ГСК, а также передачи полученной информации на пульт оператора, контролирующего процесс измерения;

– Системы энергообеспечения ГСК (аккумуляторы и преобразователи напряжений).

ГСК состоит из следующих блоков:

– Ксенонового гамма-детектор (КГД), помещенный в герметичный кожух;

– Блока цифровой электроники (БЦЭ) для обработки электрических импульсов с гамма-детекторов и накопления энергетических спектров регистрируемого гамма-излучения;

– Блок низковольтного питания (БП) ГСК;

–Персональный компьютер (ПК) с соответствующим программным обеспечением для анализа работы ГСК и обработки данных в режиме реального времени.

Краткая характеристика КГС в составе ГСК.

Основной чувствительной областью ксенонового гамма-спектрометра является двухлитровый цилиндр с экранирующей сеткой, который наполнен смесью ксенона $^{54}Xe$ и 0,2% $H_2$ под давлением 47 атм. На рис. 2 представлены принципиальная схема и фотография ксенонового гамма-спектрометра с чувствительным объёмом 2 л, а в Таблице 1 его физико-технические характеристики.

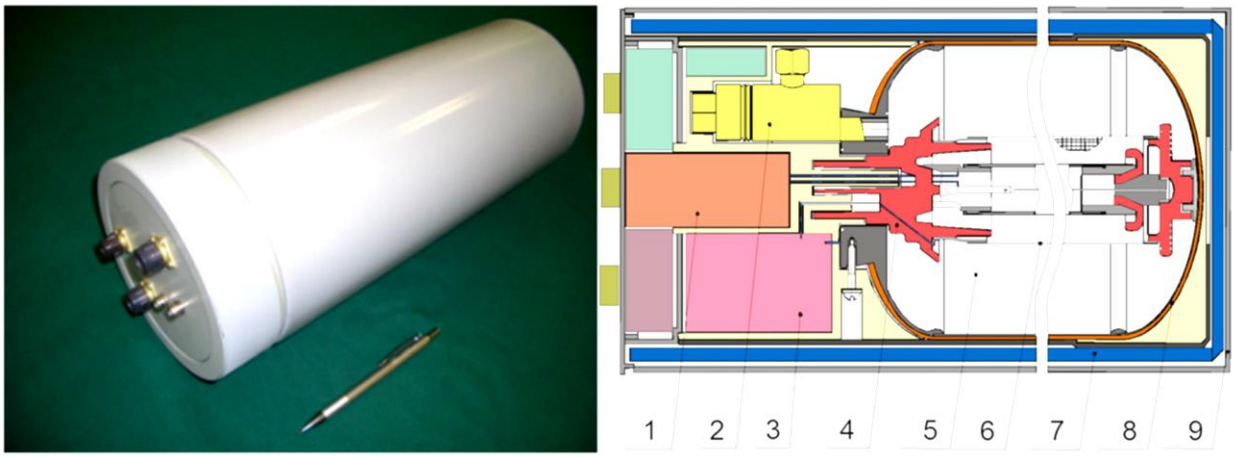



Рис. 2: Фотография и схема КГС: 1 – зарядочувствительный усилитель, 2 – кран для наполнения рабочим веществом, 3 – источник питания, 4 – керамический гермоввод, 5 – ионизационная камера, 6 – экранирующая сетка, 7 – тефлоновая изоляция, 8 –стальной корпус с композитным покрытием, 9 – внешний защитный корпус.

Таблица 1 - Основные физико-технические характеристики КГС

| | |
|---|---|
| Напряжение питания, В | 24 |
| Энергопотребление, Вт | 20 |
| Габариты, см | Ø15×45 |
| Масса, кг | 5 |
| Рабочий объем, $см^3$ | 2000 |
| Эффективность регистрации гамма-квантов с энергией 662 кэВ, % | 6 |
| Энергетическое разрешение для энергии гамма-квантов 662 кэВ, % | 1.7 ± 0.3 |
| Диапазон измеряемых энергий гамма-квантов, МэВ | 0.05–5 |
| Плотность рабочего вещества (ксенона), $г/см^3$ | 0.3 |

Стабильность спектрометрических характеристик ксенонового гамма-спектрометра подтверждена 10-летним опытом эксплуатации на орбитальной станции «МИР» [3].

В процессе разработки ГСК целесообразно было создать и апробировать программное обеспечение (ПО) для дистанционного управления ксеноновым гамма-спектрометром.

При разработке программного обеспечение для управления в дистанционном режиме использовался язык программирования Python, который является высокоуровневым языком программирования общего назначения, ориентированным на повышение производительности разработчика и читаемости кода. Синтаксис языка программирования Python прост, а стандартная библиотека включает большой объём полезных функций, при этом поддерживается разбиение программ на

модули, которые, в свою очередь, могут объединяться в пакеты. При создании новой программы для работы с КГС необходимо было предусмотреть считывание данных с КГС, запись спектра в файл и простую визуализацию энергетического спектра для понимания корректности работы КГС. ПО устанавливается на микрокомпьютер RaspberryPi, который удобен для решения подобных задач. На рис. 3 и 4 показаны блок-схема работы ПО Python «НАБОР» и рабочее окно ПО Python «НАБОР».

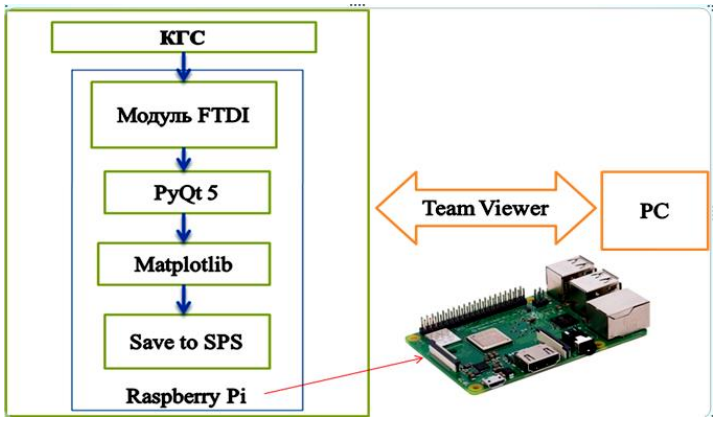



Рис. 3: блок-схема работы ПО Python «НАБОР»

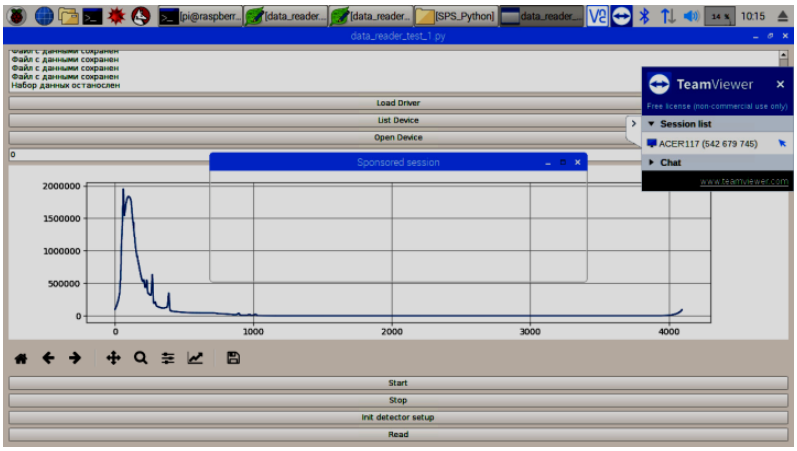



Рис. 4: Рабочее окно ПО Python«НАБОР» установленного на RaspberryPi.

Гамма-спектр от источников ОСГИ набирался в течение двух дней на расстоянии 2 км. Для обеспечения удаленного доступа к ПК, подключенного к КГС, используется программа TeamViewer, которая является пакетом программного обеспечения для удалённого контроля компьютеров, обмена файлами между управляющей и управляемой машинами и устройствами, видеосвязи и веб-конференций. TeamViewer работает на операционных системах Mac OS X, Linux,Windows, Android и iOS.

Для длительного мониторинга радиационной обстановки целесообразно измерять не один спектр, а несколько с одинаковым временем экспозиции. С этой целью в

программный код ПО «НАБОР» были внесены изменения, обеспечивающие возможность набора энергетических гамма-спектров с временем экспозиции один час.

Проведено тестирования модуля мобильной связи, подключённого к платформе RaspberryPi. После настройки соединения скорость передачи данных составила 8 Мбит/с. В течение трех дней были измерены 66 гамма-спектров от радиоактивных источников $^{60}$Co и $^{133}$Ba. На основе полученных данных проведена обработка энергетических спектров и определены положения гамма-линий исследуемых источников. На рис. 5 и 6 представлены результаты этих измерений.

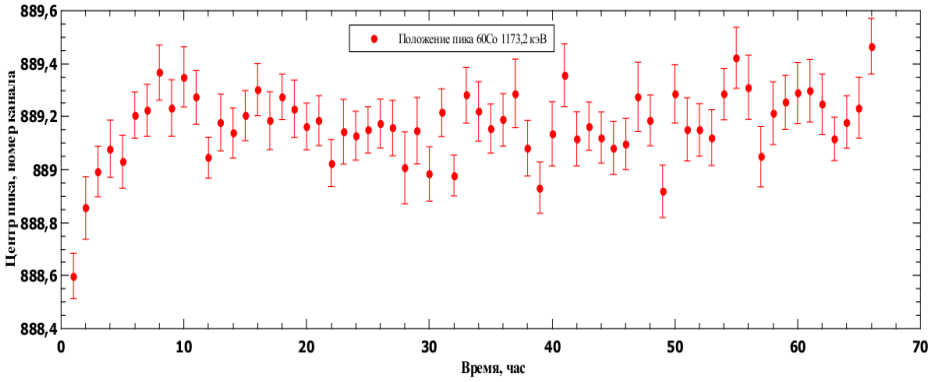



Рис. 5: График временной зависимости положения пика линии 1173,2 кэВ гамма источника $^{60}$Co.

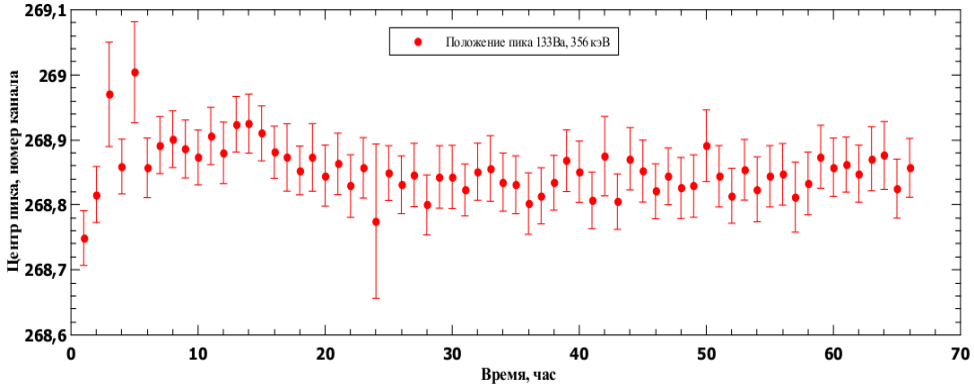



Рис. 6: График временной зависимости положения пика линии 383 кэВ гамма-источника$^{133}$Ba.

Из приведенных на рис. 5 и 6 результатов измерений можно сделать следующий вывод: экспериментальные точки лежат практически на одной прямой. Отклонения положения гамма-пиков в спектрах не превысило 0,6 канала, что составляет 0,06%.

Тем не менее, на рисунках видна некоторая синусоидальность значений темпа счета во временном ходе. Синусоидальный вид в данных зависимостях, возможно, связан с суточными изменениями фоновых потоков атмосферных мюонов. Но для использования КГС в реальных экспериментах эти вариации настолько малы, что ими можно пренебречь.

Заключение

В заключение можно сказать, что спектрометрические и эксплуатационные характеристики ксеноновых гамма-спектрометров позволяют использовать их в качестве регистрирующего устройства на борту автоматизированного и роботизированного гамма-спектрометрического комплекса.

Литература

1. Yoshida T. [и др.]. Improvements to the rescue robot quince toward future indoor surveillance missions in the Fukushima Daiichi nuclear power plant // 2014. Т. 92. С. 19–32. DOI:10.1007/978-3-642-40686-7_2

2. Guzman R. RESCUER: Development of a Modular Chemical, Biological, Radiological, and Nuclear Robot for Intervention, Sampling, and Situation Awareness // Journal of Field Robotics. 2015. (1–15 (2015)). DOI:10.1002/rob.21588.

3. Ulin S. [ и др.]. "Influence of proton and neutron fluxes on spectrometric characteristics of a high-pressure xenon gamma spectrometer," Proc. SPIE 3114, EUV, X-Ray, and Gamma-Ray Instrumentation for Astronomy VIII // 1997. DOI:10.1117/12.283789.

# ОСНОВНЫЕ ЗАДАЧИ НАУЧНОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЕГС РАО

*Дорофеев А.Н.*

*ГК «Росатом», г. Москва*

## ФЗ-190: Создание ЕГС РАО

РОСАТОМ

**Ст. 10 Федерального закона от 11.07.2011 № 190-ФЗ**

*Цель создания, принципы функционирования и состав единой государственной системы обращения с РАО (ЕГС РАО)*

**1 Цель создания**

– организация и обеспечение безопасного и экономически эффективного обращения с РАО, а также их захоронение

**2 Система обращения с РАО**

субъекты, осуществляющие деятельность в области обращения с РАО, объекты инфраструктуры по обращению с РАО, установленных настоящим Федеральным законом и иными НПА Российской Федерации требования к обращению с РАО

**3 Основные принципы функционирования:**

*1)* приоритет охраны жизни и здоровья человека, настоящего и будущих поколений, окружающей среды от негативного воздействия радиоактивных отходов;
*2)* запрет на ввоз в российскую федерацию и вывоз из российской федерации РАО в целях их хранения, переработки и захоронения, за исключением случаев, предусмотренных статьей 31 настоящего федерального закона;
*3)* ответственность организаций, в результате осуществления деятельности которых образуются РАО, за обеспечение безопасности при обращении с РАО вплоть до их передачи национальному оператору;
*4)* финансовое обеспечение деятельности по обращению с РАО, в том числе их захоронению, за счет средств организаций, в результате осуществления деятельности которых образуются такие РАО;
*5)* учет взаимозависимости стадии образования РАО и стадий обращения с ними;
*6)* доступность для граждан и общественных объединений информации, связанной с обеспечением безопасности и предотвращением аварий при обращении с РАО, а также иной информации об обращении с РАО, если эта информация не содержит сведений, составляющих государственную тайну

2

## Вехи создания ЕГС РАО

РОСАТОМ

| 2011-2014 | 2015-2017 | 2018-2030* |
|---|---|---|
| • разработка и утверждение НПА<br>• утверждение **Национального оператора** по обращению с РАО<br>• утверждение схемы территориального планирования размещения ПЗРО<br>• утверждение тарифов на захоронение РАО<br>• проведение первичной регистрации РАО и мест их размещения<br>• создание **резервного фонда**<br>• определение собственников РАО и ПХРО, являющихся бесхозяйными<br>• определение порядка передачи РАО на захоронение | • принятие **решений о сооружении ПХРО**, находящихся в федеральной собственности либо имеющих федеральное или межрегиональное значение, о ВЭ ПХРО, а также о последующем хранении РАО<br>• проектирование, строительство и ввод в эксплуатацию первоочередных **ПЗРО для НАО и САО** | • сооружение **ПИЛ**<br>• захоронение НАО и САО (до **200,000 м³**)<br>• перевод ПРОРАО в ПКОРАО и ПКОРАО в ПЗРО |

**Согласно проекту Постановления Правительства Российской Федерации "О внесении изменения в Положение об определении порядка и сроков создания единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами"(подготовлен Госкорпорацией "Росатом" 12.08.2021 г. срок окончания 3 этапа переносится на 31 декабря 2030 года)*

3

## Актуальные задачи по развитию ЕГС РАО

01 Совершенствование нормативно правовой базы

02 Консервация пунктов размещения особых РАО

03 Развитие системы захоронения РАО

04 Совершенствование информационной поддержки развития ЕГС РАО

05 Повышение уровня планирования и технических решений по обращению с РАО

4

## Нормативная и правовая база: 190-ФЗ

- Уточнение терминологии и формулировок
- Создание пунктов захоронения на площадках организаций в соответствии со статьей 27
- Уточнение финансово-организационных основ ЕГС РАО
- Уточнение требований к организациям
- Уточнение требований к захоронению РАО
- Обращение с ОЗИИИ

Согласовано с РТН – рассылка по ФОИВ 2021 г

- Обращение с РАО, образующимися при осуществлении не связанных с использованием атомной энергии видов деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов

Отдельный законопроект (ст. 28), ожидаемые изменения в 2021

5

# Нормативная и правовая база: ПП 1069

*Сняты разногласия с ФОИВ, за исключением критериев по особым РАО – Росприроднадзор*

## Критерии отнесения РАО к особым

**Пункт 1 критериев отнесения РАО к особым РАО и к удаляемым РАО**

К особым радиоактивным отходам относятся радиоактивные отходы, образовавшиеся в результате выполнения государственной программы вооружения и государственного оборонного заказа, использования атомной энергии и ядерных зарядов в мирных целях или вследствие ядерной и (или) радиационной аварии на объекте использования атомной энергии, **включая твердые радиоактивные отходы, размещенные в приповерхностных хранилищах**, и жидкие радиоактивные отходы, размещенные в поверхностных водоемах - хранилищах радиоактивных отходов общим объемом более 25000 куб. м, введенных в эксплуатацию до вступления в силу Федерального закона «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации», и донные отложения таких водоемов-хранилищ, **а также радиоактивные отходы, образовавшиеся при осуществлении деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов**, соответствующие следующим критериям: […]

**в)** Пункт хранения радиоактивных отходов и его санитарно-защитная зона размещены вне границ населенных пунктов, особо охраняемых природных территорий, прибрежных защитных полос и водоохранных зон водных объектов, других охранных и защитных зон, установленных в соответствии с законодательством Российской Федерации (**за исключением пунктов хранения, введенных в эксплуатацию до вступления в силу соответствующих законодательных актов Российской Федерации**).

## Критерии классификации удаляемых РАО

| Класс РАО | Описание класса |
|---|---|
| Класс 1 | - ТРО (в том числе ОЗИИИ), не относящиеся к классам 3 и 4<br>- имеют значимое тепловыделение РАО (более 100 Вт/м$^3$)<br>- соответствуют критериям приемлемости для ПГЗРО |
| Класс 2 | - ТРО (в том числе ОЗИИИ), не относящиеся к классам 3 и 4<br>- отсутствует значимое тепловыделение (менее 100 Вт/м$^3$)<br>- соответствуют критериям приемлемости для ПГЗРО |
| Класс 3 | - ТРО, не относящиеся к классам 4 и 6<br>- удельная активность радионуклидов с периодом полураспада более 31 года не превышает $10^6$ Бк/г – для бета-излучающих радионуклидов и 4 000 Бк/г – для альфа-излучающих радионуклидов<br>- активность ОЗИИИ через 300 лет не превысит значения минимально значимой активности<br>- соответствуют критериям приемлемости для ППЗРО |
| Класс 4 | - не относятся к классу 6<br>- удельная активность в отходах радионуклидов с периодом полураспада более 31 года не превышает 10 000 Бк/г – для бета-излучающих радионуклидов и 400 Бк/г – для альфа-излучающих радионуклидов<br>- соответствуют критериям приемлемости для ППЗРО без кондиционирования |
| Класс 5 | ЖРО, захораниваемые в ПГЗЖРО. |
| Класс 6 | - РАО, образующиеся при добыче и переработке урановых руд, при осуществлении видов деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов<br>- соответствуют критериям приемлемости для ППЗРО |

6

# ФНП и РБ в развитие ЕГС РАО

- Внесение изменений в **НП-019-15** «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких РАО. Требования безопасности» в части уточнения основных показателей качества стеклоподобных компаундов (**план. срок утв. 2021**).
- **РБ-003-21** «Оценка долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения РАО» (**утв. приказом Ростехнадзора от 19.03.2021 № 101**).
- **РБ-155-20** «Рекомендации по порядку, объему, методам и средствам контроля радиоактивных отходов в целях подтверждения их соответствия критериям приемлемости для захоронения» (**утв. приказом Ростехнадзора от 30.06.2020 № 253**).
- Разработка РБ «Рекомендации по формированию перечня р/н, контролируемых в кондиционированных РАО предприятий ЯТЦ» (**план. срок утв. 2021 г.**).
- Внесение изменений в **НП-055-14** «Захоронение РАО. Принципы, критерии и основные требования безопасности», **НП-069-14** «Приповерхностное захоронение РАО.
- Требования безопасности», **НП-058-14** «Безопасность при обращении с РАО. Общие положения», **НП-093-14** «Критерии приемлемости РАО для захоронения», **НП-103-17** «Требования к обеспечению безопасности ПРОРАО и ПКОРАО» в части:
  - уточнение требований к обеспечению безопасности при обращении с РАО, включая их захоронение, образовавшимися при добыче и переработке урановых руд и при осуществлении не связанных с использованием атомной энергии видов деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов;
  - уточнение требований к обеспечению безопасности хвостохранилищ, отнесенных к пунктам хранения особых РАО, связанных с переводом пунктов размещения особых РАО в пункты консервации особых РАО и пункты захоронения РАО. (**план. срок утверждения 2021 г.**)

7

# Консервация пунктов размещения особые РАО

## Приведение в безопасное состояние водоемов-хранилищ ЖРО

**01** Завершена консервация водоемов-хранилищ ЖРО на наиболее опасном водоеме В-9 (ПО «Маяк»), а также на Б-1, Б-2, Б-25 (СХК) и №354 (ГХК).

**02** Теченский каскад водоемов (Челябинская область) - повышена безопасность, разработан план окончательного решения проблемы.

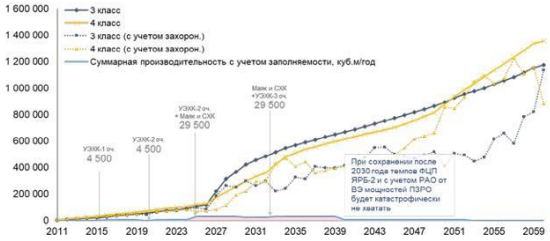
**03** Выполнены работы по приведению в безопасное состояние объекта 354а (ГХК), хвостохранилища №2 (ЧМЗ) и водоемов ВХ-3,4 (СХК).

**04** Ведутся подготовительные мероприятия по проведению консервации водоема В-17 (Маяк) и ПХ-1,2 (СХК).

*Водоем Б-1 на площадке АО «СХК» по результатам завершенных работ по его засыпке (2018 г.)*



# Динамика накопления РАО 3 и 4 классов и ввод новых мощностей ПЗРО




**ПРОРАО**

| № | Организация | Объект | Проектная вместимость, куб. м | Можно разместить, куб м |
|---|---|---|---|---|
| 1 | ГХК | Объект 652/4 | 2,85E+04 | ~1,E+04 |
| 2 | Маяк | Специальный промышленный водоем В-17 ("Старое болото") | 2,76E+05 | ~1,E+05 |
| 3 | МСЗ | Хвостохранилище 294а | 1,20E+05 | ~9,E+04 |
| 4 | НЗКК | Хвостохранилище | 9,60E+05 | ~3,E+03 |
| 7 | СХК | Пульпохранилище | 4,97E+05 | ~8,E+04 |
| 8 | ЧМЗ | Хвостохранилище № 2 | 3,54E+06 | ~7,E+04 |

> *30 млрд рублей*

**НП-103-17**

П.14 *«в ПРОРАО допускается размещение РАО, образовавшихся при эксплуатации ОИАЭ, на котором образовались РАО, накопленные в ПРОРАО»*

Необходимо использовать возможность размещения **РАО от ВЭ в ПРОРАО**

Эффект – дешевле, снижение нагрузки на ПЗРО

**Обоснование возможности размещения дополнительных объемов РАО требует серьезной научной проработки. Такая работа уже была выполнена для ПХ-1,2 АО «СХК»**

# Развитие системы ПЗРО

| Регион | Площадка | Статус |
|---|---|---|
| УФО | АО «УЭХК» | **1-я очередь введена в эксплуатацию.** 2-я очередь построена, идут работы по вводу в эксплуатацию |
| УФО | ФГУП ПО «Маяк» | Получена лицензия на сооружение |
| СФО | АО «СХК» | Получена лицензия на сооружение |
| СЗФО | - | Определяется площадка размещения ПЗРО |
| ЮФО | - | Определяется площадка размещения ПЗРО |

# Развитие системы ПЗРО: барьерные материалы, разработана программа по БГМ

## Сложности с сооружением основной технологической части ПЗРО

| Регион | Площадка | Статус |
|---|---|---|
| УФО | АО «УЭХК» | 1-я очередь введена в эксплуатацию. 2-я построена, идут работы по вводу в эксплуатацию |
| *УФО* | *ФГУП ПО «Маяк»* | *Получена лицензия на сооружение* |
| *СФО* | *АО «СХК»* | *Получена лицензия на сооружение* |
| СЗФО | - | Определяется площадка размещения ПЗРО |
| ЮФО | - | Определяется площадка размещения ПЗРО |

**п. 27 НП-055-14**
Инженерные барьеры (инженерные конструкции) ПЗРО должны:

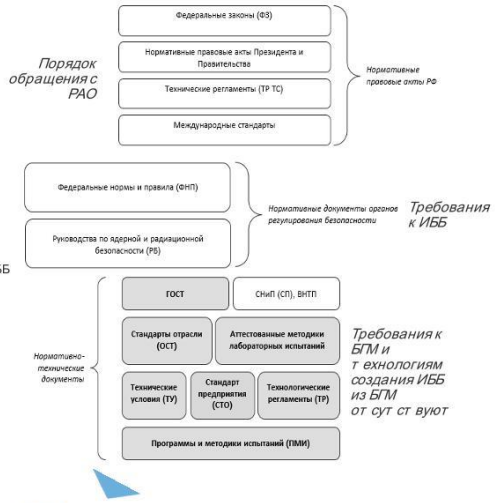
- ограничивать контакт упаковок РАО с природными водами
- препятствовать разрушению упаковок РАО при внешних воздействиях природного и техногенного характера и при воздействии вмещающих горных пород
- ограничивать распространение радионуклидов во вмещающие породы установленными в проекте ПЗРО пределами

**п. 143 приложения № 3 к НП-100-17**

В ООБ должно быть представлено описание и обоснование состава, защитных, прочностных и изолирующих свойств ИББ ПЗРО, должны быть обоснованы надежность ИББ в прогнозируемых условиях захоронения и их достаточность для обеспечения заданных свойств, минимальные сроки, в течение которых каждый из барьеров должен сохранять проектные свойства

**п. 3.11 НП-016-05**

Технические решения по созданию ИББ должны быть апробированы, подтверждены исследованиями и испытаниями для проверки обеспечения заполнения буферным материалом всех пустот для изоляции РАО от грунтовых вод после закрытия ПЗРО




**Разработана программа исследования БГМ**

# Развитие системы ПЗРО: оценка долговременной безопасности

**7 замечаний** по оценке долговременной безопасности для ППЗРО на территории АО «СХК» **требуют устранения**

Разработаны специализированные **аттестованные программные комплексы**

## GeRa (Geomigration of Radionuclides)

*программный комплекс т рехмерного гидрогеологического моделирования, разработ анный ИБРАЭ РАН и ИВМ РАН для эффект ивного решения задач геофильт рации и геомиграции загрязнений в подземных водах*

12

# ПГЗРО: разработана и утверждена Стратегия

| 2017 | 2021 | ~ 2025 | ~ 2030 | ~ 2035 | ~ 2065 |
|---|---|---|---|---|---|
| | <5 лет | ≥5 лет | ≥ 5 лет | ≥ 5 лет | ≥ 30 лет | ≥5 лет |
| **Фаза № 1 «Подготовительные работы»** | **Фаза № 2 «Сооружение ДИЦ и ПИЛ»** | **Фаза № 3 «Эксплуатация и развитие ПИЛ»** | **Фаза № 4 «Сооружение 1-й очереди ПГЗРО»** | **Фаза № 5 «Эксплуатация 1-й очереди»** | **Фаза № 6 «Закрытие 1-й очереди»** |
| Стратегический мастер-план<br>Программа мониторинга<br>Актуализация концепции<br>Исследования на площадке<br>Принципы обеспечения качества | Подготовка персонала ПИЛ<br>Исследования при проходке<br>Модернизация проекта<br>Ввод в эксплуатацию ДЦ и ПИЛ | Исследования в ПИЛ<br>Модернизация концепции<br>Оптимизация проекта ПОК | Проект и план эксплуатации 1-й очереди ПГЗРО<br>Транспортировка упаковок с РАО | Мониторинг<br>Разработка решений по закрытию<br>Размещение первых упаковок | Сохранение знаний<br>Долгосрочный мониторинг |

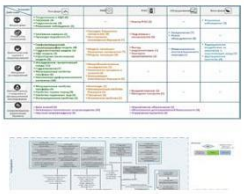
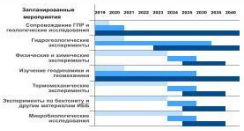
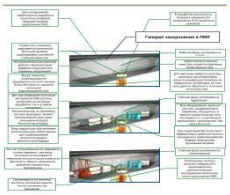
Панорама строительства 1-й очереди подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) на участке «Енисейский»

Сентябрь 2020 г.

- Оптимизация проекта
- Подготовка РАО
- Взаимодействие с заинтересованными сторонами
- Система управления и кадры
- ОДБ и исследования
- Работы на площадке

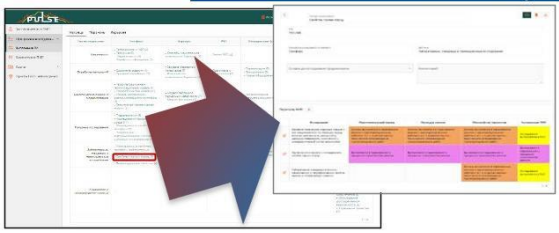
# ПГЗРО: Комплексная программа исследований

РОСАТОМ

| Исходные данные | Общие направления исследований | Распределение исследований по этапам жизненного цикла ПИЛ | Детализация планов экспериментов в ПИЛ | Детализация программ |
|---|---|---|---|---|
| • Замечания на ООБ при получении лицензии;<br>• Требования к ОБ (международные и российские)<br>• Каталог ОСП<br>• Параметры расчетных моделей |  |  |  | • Научно-технического сопровождения горной проходки;<br>• Геологического доизучения территории прилегающей к площадке<br>• Макетных испытаний для подготовки к экспериментам в ПИЛ |

2017 — 2018 — 2019 — 2020 — 2021

Разработка программ долговременных наблюдений и развёртывание соответствующих сетей

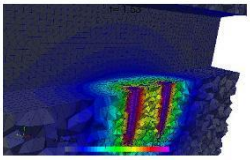


# ПГЗРО: Расчетно-методическое сопровождение

РОСАТОМ

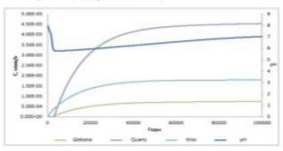
## Комплексы моделей

Теплоперенос и напряжения

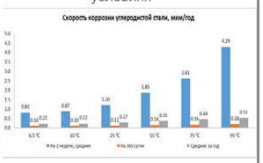


## Процессы в материалах ИББ

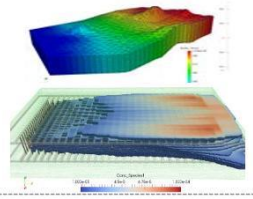
Изменение состава воды при взаимодействии с бентонитом



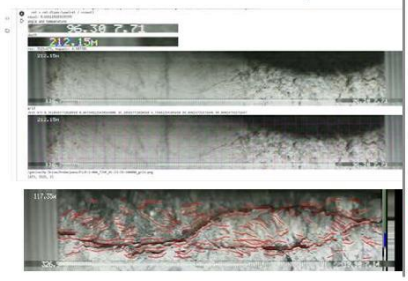
Коррозия стали в различных условиях




## Геофильтрация и перенос



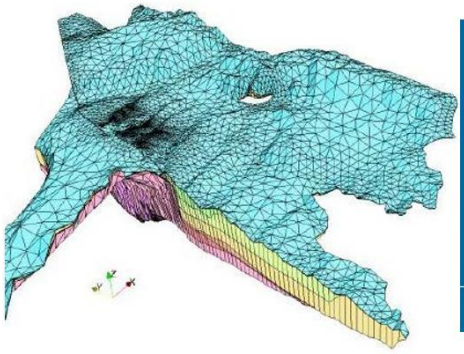
## Выделение линеаментов трещин

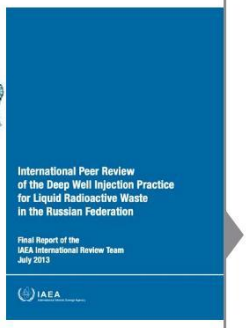


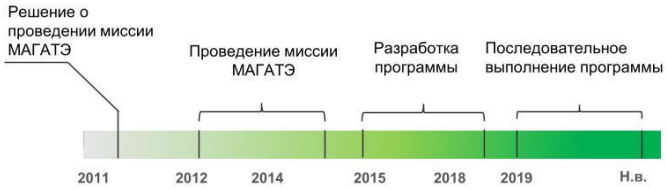
## Методики лабораторных и натурных исследований

15

# ПГЗЖРО: устранение замечаний миссии МАГАТЭ






## Публикации, посвященные работам по выполнению программы


Понизов А.В. Система организационно-технических мер по обеспечению безопасного закрытия пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов. Концептуальные положения // Ядерная и радиационная безопасность – 2020. – № 4 (98). – С. 47–60

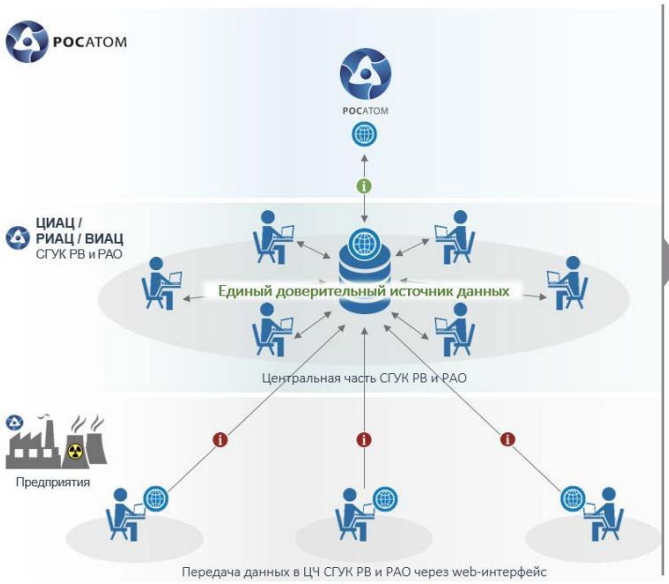
Сафонов А.В., Захарова Е.В., Назина Т.Н., Понизов А.В. и др. Российский опыт микробиологических исследований подземных вод в зоне глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 3 (4). – С. 39–49.

Болдырева Д.А., Василишин А.Л., Понизов А.В., Фелицын М.А и др. Оценка климатической эволюции в районах размещения пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов для обоснования долговременной безопасности // Ядерная и радиационная безопасность» – 2019. – № 3 (93). – С. 36–46.

Понизов А.В., Верещагин П.М., Чулков Н.В., Шарапута М.К. и др. Условия, последствия и пути предотвращения заколонных перетоков жидкостей по стволам скважин на участках глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов // Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. – 2019. – № 2 – С. 56–67.




# Текущее состояние СГУК РВ и РАО



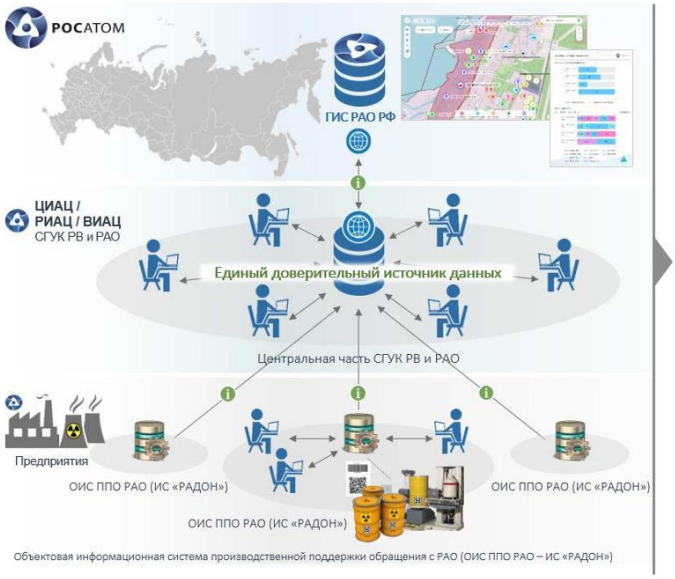

**Недостоверность поступающих данных и отсутствие инструментов анализа влияет на развитие ЕГС РАО**

- ✓ Отсутствие удобных инструментов анализа данных и представления аналитических результатов
- ✓ Зависимость от недостоверных данных нижележащего уровня
- ✓ Невозможность на данных СГУК проводить вариативное моделирование развития инфраструктуры обращения с РАО

**«Человеческий» фактор влияет на достоверность данных СГУК**

- ✓ Искажения данных при ручном вводе в СГУК
- ✓ Потеря информации об учетных единицах
- ✓ Ошибки в данных при ручном сборе и ручной передаче информации об учетных единицах
- ✓ СГУК не решает производственные задачи крупных предприятий в области обращения с РАО

# Целевое состояние СГУК РВ и РАО

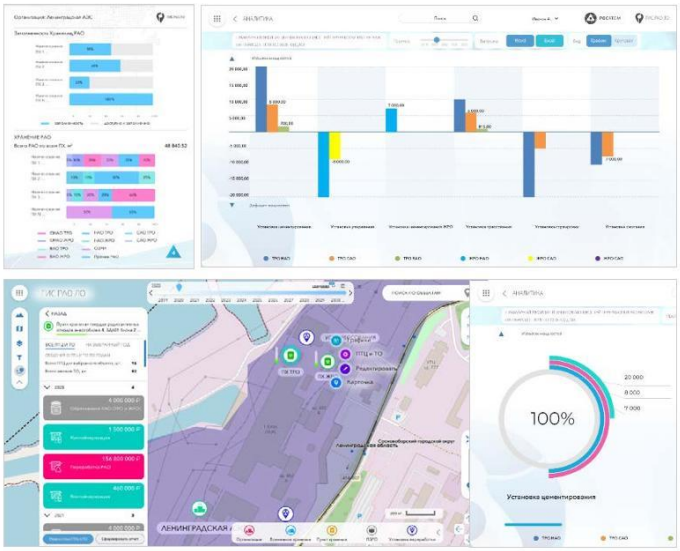



- ✓ Усовершенствованы механизмы функционирования центрального, ведомственных и региональных ИАЦ СГУК РВ и РАО и обмена информацией между ними
- ✓ Создана информационная поддержка управленческих решений по вопросам обращения с объектами государственного учета и контроля

18

# Глобальная цель: создание имитационной модели функционирования и развития ЕГС РАО

- **Представление информации СГУК РВ и РАО в режиме онлайн**
- **Имитационная модель функционирования и развития ЕГС РАО, включая:**
  - Вариантное моделирование развития инфраструктуры и логистики обращения с РАО
  - Аналитический инструмент для получения сводной информации по объемам РАО в регионе / организации
  - Возможность оценки гидрогеологических условий при размещении новых ПХ или ПЗРО
- **Интеграция с ОИС ВЭ ЯРОО**
- Технологии машинного обучения для анализа больших данных и выявления неявных закономерностей
- Генерация различных видов аналитических отчетов



# Повышение уровня технических решений

| Номер и дата заключения госконтракта | Исполнитель | Наименование работ |
|---|---|---|
| Н.4д.21.(2.4).16.1044 от 06.04.2016 | ГЕОХИ РАН | Исследование эффективности использования низкотемпературных фосфатных матриц для кондиционирования среднеактивных радиоактивных отходов» |
| Н.4д.21.2.4.16.1081 от 27.06.2016 | АО «Радиевый институт имени В.Г.Хлопина» | Отработка и оптимизация режимов работы индукционного плавителя с холодным тиглем для проектирования опытно-промышленной установки по базовой технологии ОДЦ ГХК" |
| Н.4д.241.20.21.1022 от 01.03.2021 | ООО НПФ Сосны | Разработка технического проекта и рабочей конструкторской документации на установки выделения долгоживущих альфа-излучающих радионуклидов и их кондиционирования для комплекса цементирования среднеактивных радиоактивных отходов ФГУП «ПО «Маяк |
| Н.4д.241.20.21.1131 от 15.06.2021 | АО «ОДЦ УГР» | Определение концентраций насыщения выщелатов элементами РАО и матричными компонентами при взаимодействии модельных боросодержащих стекломатриц и подземных вод и параметров миграции компонентов в глиняных барьерах безопасности и горных породах после выщелачивания в условиях ПГЗРО |
| 1/12301-Д от 18.04.2017 | АО "ВНИИНМ" | Разработка технологии очистки радиоактивно загрязненных грунтов сублиматного производства |
| 1/15147-Д | ППГХО | Разработка технологий глубокого сгущения радиоактивных отходов переработки урановых руд для поверхностного и подземного размещения |

20

# Проблемные моменты: паспортизация РАО

**Разработаны Единые отраслевые методические указания по измерению радиационных характеристик отходов и типовые методики измерений:**

(1) удельной активности труднодетектируемых радионуклидов в твердых радиоактивных отходах методом радионуклидного вектора на основании результатов измерений удельной активности реперных радионуклидов

(2) Подготовка счетных образцов и измерение удельной активности стронция-90 методом ЖС-спектрометрии в пробах отходов (...)

(3) Подготовка счетных образцов и измерение удельной активности изотопов урана методом ЖС-спектрометрии в пробах отходов (...)

(4) Подготовка счетных образцов и измерение удельной активности изотопов плутония методом ЖС-спектрометрии в пробах отходов (...)

(5) Подготовка счетных образцов и измерение удельной активности гамма-излучающих радионуклидов методом гамма-спектрометрии в пробах отходов

(6) Измерение удельной активности гамма-излучающих радионуклидов в отходах (...)

**Разработана РБ-004-21. Рекомендации по формированию перечня радионуклидов, контролируемых в кондиционируемых радиоактивных отходах предприятий ЯТЦ – перечень содержит избыточное количество р/н, ЭО необходимо пересмотреть данный перечень и согласовать его с НО РАО.**

**Проведены работы по характеризации графита АО «ОДЦ УГР» и Ленинградской АЭС.**

**Проблемы при паспортизации все равно присутствуют**

Таблица 3

| Упаковка Код СКУ РАО | Радио-нуклидный состав | Удельная активность, Бк/кг | Масса РАО, кг | Σ α, Бк | Σ α(T), Бк | Σ β Бк |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | Ra-266 | 1,51E+04 | 2600 | 0,00E+00 | 0,00E+00 | 3,93E+07 |

1. Опечатка в наименовании радионуклида.
2. Указан не полный перечень радионуклидов в упаковке.

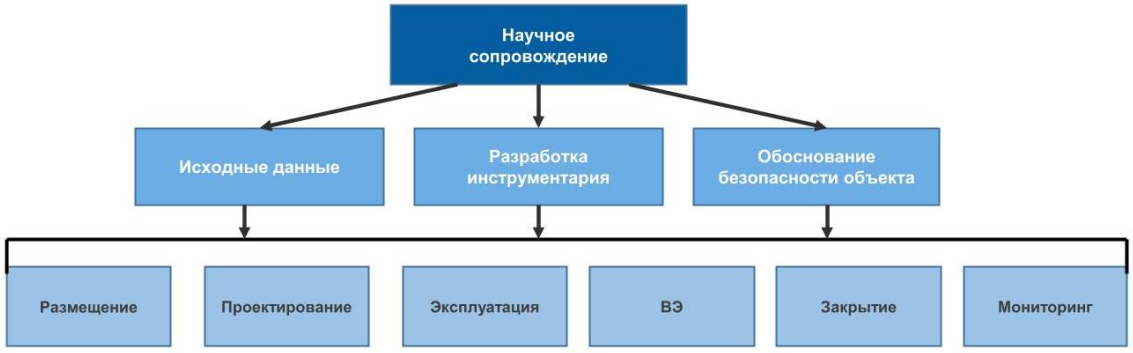
Активность не соответствует указанному в паспорте Ra-226

Надо повысить качество паспортизации

Процедура составления паспортов должна включать в себя автоматическую проверку установленных требований

21

# Роль научного сопровождения в развитии ЕГС РАО



# РЕЗУЛЬТАТЫ ПРОИЗВОДСТВЕННОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ НАЦИОНАЛЬНОГО ОПЕРАТОРА ПО ЗАХОРОНЕНИЮ РАО И РАЗВИТИЮ ЕГС РАО

*Красильников В.Я.*

*ФГУП НО РАО, г. Москва*

В соответствии с Федеральным законом от 11.07.2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами…» Национальный оператор по обращению с РАО является единственной организацией, ответственной за захоронение всех классов РАО в Российской Федерации.

В 2012 году постановлением Правительства Российской Федерации Федеральное Государственное Унитарное Предприятие "Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (ФГУП «НО РАО») был определён в качестве Национального оператора, ответственного за захоронение всех видов радиоактивных отходов с главной задачей: создание системы пунктов захоронения, предназначенных для окончательного удаления различных классов радиоактивных отходов.

В соответствии со ст. 11 ФЗ-190 в РФ законодательно предусмотрено поэтапное формирование Единой Государственной Системы обращения с РАО. Цель создания ЕГС РАО - организация и обеспечение безопасного и экономически эффективного обращения с радиоактивными отходами, в том числе - их захоронения.

Постановлением Правительства РФ от 09.11.2012 № 1185 «Об определении порядка и сроков создания ЕГС РАО» выделено три этапа.

В настоящее время первый этап создания ЕГС РАО успешно завершён. В рамках этапа разработаны и внесены изменения в Федеральные Нормы и Правила (ФНП), проведена первичная регистрация РАО и мест их размещения.

В рамках реализации второго этапа ЕГС РАО выполнены либо реализуются следующие мероприятия:

– утверждён перечень пунктов захоронения;

– введена в эксплуатацию первая очередь приповерхностного пункта захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО) 3 и 4 классов в г. Новоуральске (Свердловская обл.) и сооружена вторая очередь ПЗРО.

Разработана проектно-сметная документация на сооружение ещё двух пунктов приповерхностного захоронения 3-4 классов и получены лицензии Ростехнадзора на размещение и сооружение пунктов хранения радиоактивных отходов. Объекты, в отношении которых осуществляется деятельность: стационарные объекты и сооружения, предназначенные для захоронения твердых радиоактивных отходов 3 и 4 классов, Челябинская область, Озерский городской округ и Томская область, городской округ - ЗАТО Северск.

В рамках реализации третьего этапа ЕГС РАО предусматриваются:

– ввод в эксплуатацию ПЗРО для 3 - 4 классов (НАО и САО) и обеспечение захоронения РАО в объёмах, отвечающим потребностям страны;

– сооружение подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) для проведения исследований с целью подтверждения безопасности создания пункта глубинного захоронения высокоактивных РАО.

NORWM ROSATOM

## Государственное регулирование

Правительство РФ

Федеральная антимонопольная служба РФ (ФАС РФ)

ФМБА

МЧС РФ

РОСАТОМ

**Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами**

Росприроднадзор

Роснедра

Роспотребнадзор

Ростехнадзор

3

## Единая государственная система обращения с РАО (ЕГС РАО)
## Основные направления работы

NORWM ROSATOM

**ст. 11 Федерального закона от 11.07.2011 № 190-ФЗ**

**п. 4 Постановления Правительства от 19.11.2012 № 1185 и от 13.09.2017 № 1099** «Об определении порядка и сроков создания единой государственной системы обращения с РАО»

**ЕГС РАО**

Создание нормативных и организационных основ ЕГС РАО

**1 этап - до 1 января 2015**

Создание системы захоронения низко и среднеактивных РАО

**2 этап - 4 квартал 2021**

Создание системы захоронения высокоактивных РАО

**3 этап - до 1 января 2025**

**до 01.01.2025**

4

## Реализация первого этапа (2011 – 2015 гг) ЕГС РАО

NORWM ROSATOM

**Сформирована законодательная и нормативная база**

**Установлены тарифы на захоронение РАО**

**Зарегистрированы все пункты хранения РАО на территории РФ (809 шт.).**

**2012** | **2013** | **2014**

NORWM ROSATOM

**Определен Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами (ФГУП «НО РАО»)**

**Сформирован резервный фонд на захоронение РАО**

**Одобрены Декларации о намерениях размещения и сооружения ПЗРО Правительством Челябинской области (ЗАТО Озерск, Челябинская обл.), Администрацией Томской области (ЗАТО Северск, Томская обл.)**

5

## Реализация второго этапа ЕГС РАО

NORWM ROSATOM

**Усовершенствование законодательной и нормативной базы**

**Накопление резервного фонда на захоронение РАО**

**Создание подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) на Нижне-Канском массиве**

**2015** | **2016** | **2017** | **2018**

**Получены лицензии Ростехнадзора на эксплуатацию 1-ой очереди и сооружение 2-ой и 3-ей очередей ППЗРО (г. Новоуральск)**

**Первый пункт приповерхностного захоронения РАО введен в эксплуатацию (г. Новоуральск)**

**Проектирование новых пунктов приповерхностного захоронения РАО (Сибирь и Урал). Продолжены исследования в регионах РФ по выбору потенциальных площадок для приповерхностного захоронения РАО**

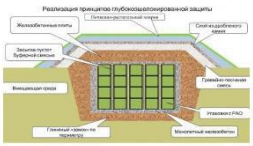
**Создание ПИЛ (Нижне-Канский массив, Красноярский край): Разработаны «Стратегия создания ПГЗРО» на долгосрочный период и «Стратегический мастер-план исследований»**

6

# Реализация третьего этапа (2018 – 2025гг) ЕГС РАО

NORWM ROSATOM

**Ввод в эксплуатацию ПЗРО низко- и среднеактивных РАО**



**Создание подземной исследовательской лаборатории(ПИЛ) на Нижне-Канском массиве**

**2019** | **2020** | **2021** | **2022** | **2024**

**Начало строительства энергокомплекса для ПИЛ В Нижнеканском массиве**

**Получены лицензии Ростехнадзора на размещение и сооружение приповерхностного захоронения РАО в г. Озерск и ЗАТО г. Северск**

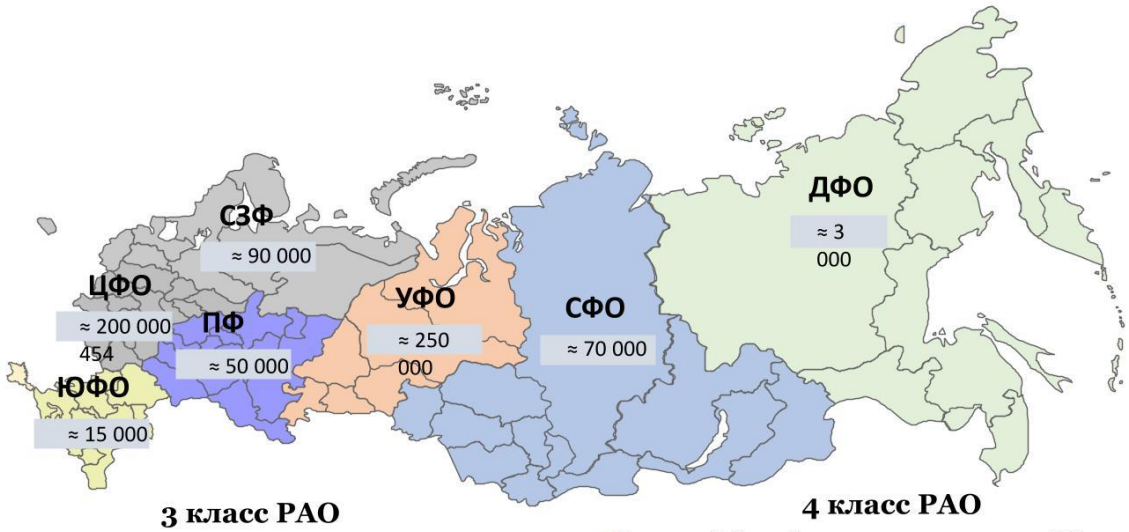
**Подача документов в Ростехнадзор для получения разрешения на эксплуатацию второй очереди пункта приповерхностного захоронения РАО (г. Новоуральск)**

**Начало горно-проходческих работ ПИЛ в Нижнеканском массиве**

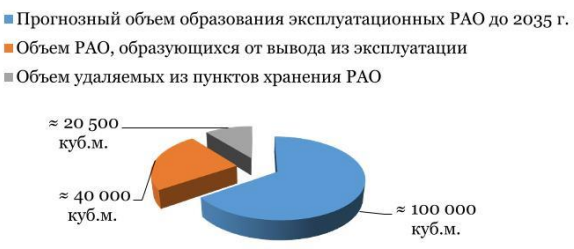
**Завершение строительства, лицензирование и ввод в эксплуатацию ПЗРО в г. Озерск и ЗАТО г. Северск**

# Прогнозные объемы образования РАО в период 2011-2035

NORWM ROSATOM

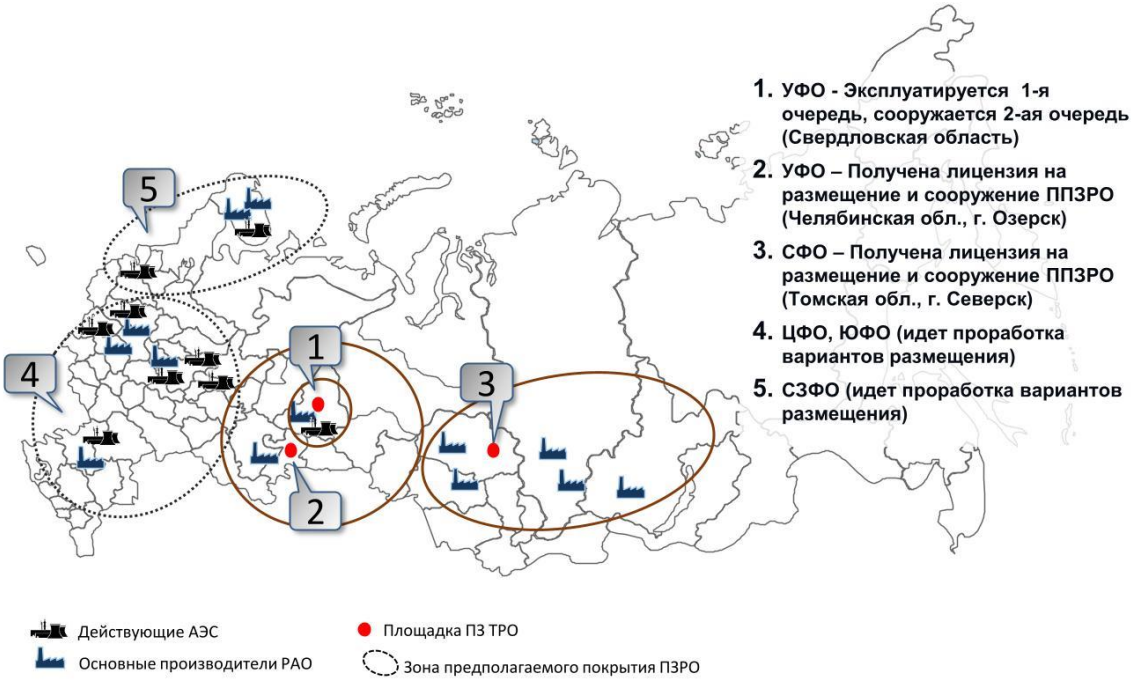



**3 класс РАО**



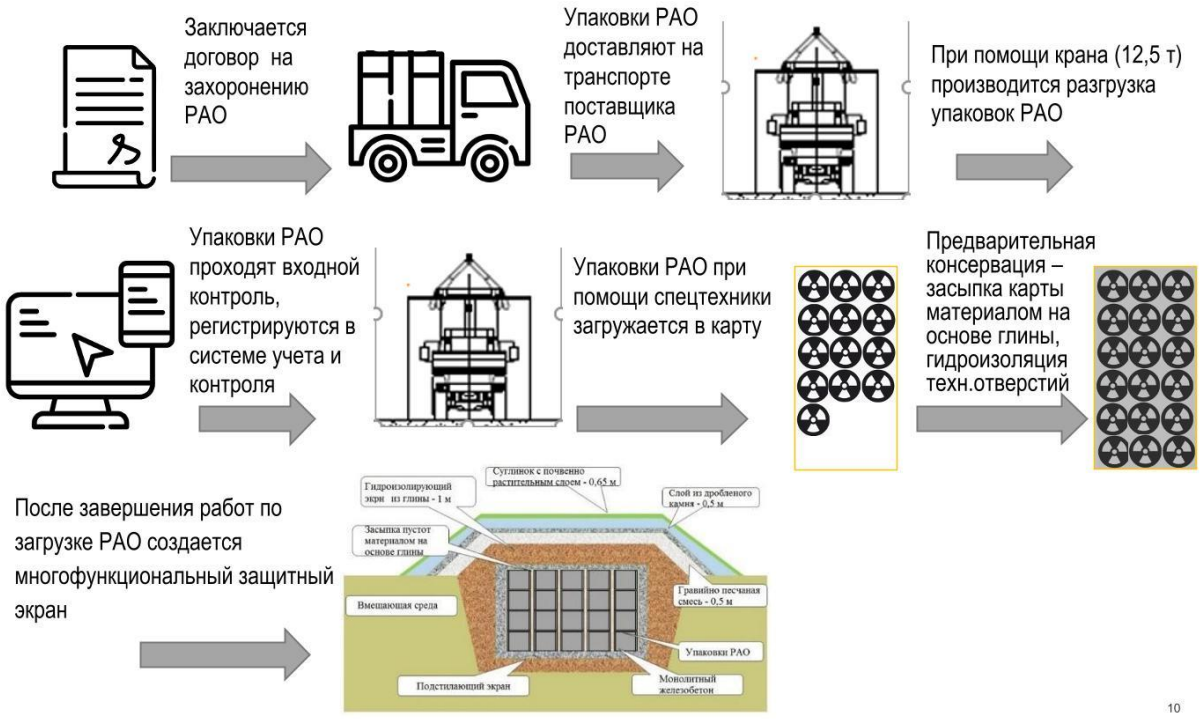

**4 класс РАО**

## Реализация второго этапа (2015-2021) ЕГС РАО. Выбор площадок для захоронения РАО



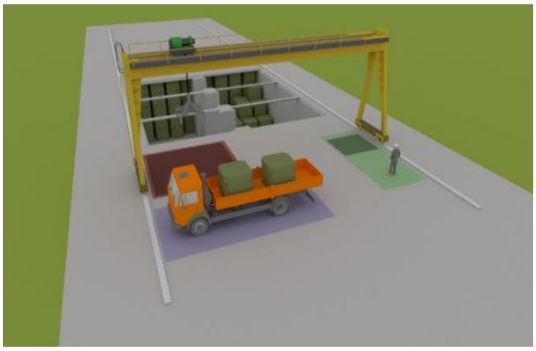

9

## Обобщенная технологическая схема ППЗРО




10

## Пункт финальной изоляции радиоактивных отходов 3 и 4 классов г. Новоуральск



**Получены лицензии Ростехнадзора:**

- **на эксплуатацию первой очереди рег.№ ГН-03-304-3092 от 10.11.2015;**
- **на сооружение второй рег.№ ГН-02-304-3058 от 05.08.2015**

## Пункт финальной изоляции радиоактивных отходов 3 и 4 классов г. Новоуральск

Направлен комплект заявочных документов в Ростехнадзор на получение лицензии на эксплуатацию второй очереди.

12

## Пункты финальной изоляции радиоактивных отходов 3 и 4 классов г. Озерск и г. Северск

Получены лицензии Ростехнадзора на размещение и сооружение пунктов хранения радиоактивных отходов. Объекты, в отношении которых осуществляется деятельность: стационарные объекты и сооружения, предназначенные для захоронения твердых радиоактивных отходов 3 и 4 классов, Челябинская область, Озерский городской округ и Томская область, городской округ - ЗАТО Северск.

ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА
ПО ЭКОЛОГИЧЕСКОМУ, ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМУ И АТОМНОМУ НАДЗОРУ

ЛИЦЕНЗИЯ

Регистрационный номер ГН-(С)-01-304-3853 от 22 июня 2020 г.

Лицензия выдана федеральному государственному унитарному предприятию «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (ФГУП «НО РАО»).

Местонахождение лицензиата: г. Москва, ул. Пятницкая, дом 49А, строение 2.

Основной государственный регистрационный номер юридического лица (ОГРН) 1027739034344

Идентификационный номер налогоплательщика (ИНН) 5838009089

Лицензия дает право на размещение (01) и сооружение (02) пункта хранения радиоактивных отходов.

Объект, на котором или в отношении которого осуществляется деятельность: стационарные объекты и сооружения, не относящиеся к ядерным установкам и радиационным источникам, и предназначенные для захоронения радиоактивных отходов - приповерхностный пункт захоронения твердых радиоактивных отходов 3 и 4 классов, Томская область, городской округ - ЗАТО Северск.

Основание для выдачи лицензии: заявление ФГУП «НО РАО» от 05.03.2019 № 319-03/03/1357-эло.1, решение Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15.06.2020 № 3853.

Срок действия лицензии до 22 июня 2030 г.

Лицензия действует при соблюдении условий действия лицензии, изложенных на оборотной стороне листа.

Руководитель органа лицензирования А.В. Алёшин

Серия А 0 № 381080

ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА
ПО ЭКОЛОГИЧЕСКОМУ, ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМУ И АТОМНОМУ НАДЗОРУ

ЛИЦЕНЗИЯ

Регистрационный номер ГН-(С)-01-304-3914 от 25 августа 2020 г.

Лицензия выдана федеральному государственному унитарному предприятию «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» (ФГУП «НО РАО»).

Местонахождение лицензиата: г. Москва, ул. Пятницкая, дом 49А, строение 2.

Основной государственный регистрационный номер юридического лица (ОГРН) 1027739034344

Идентификационный номер налогоплательщика (ИНН) 5838009089

Лицензия дает право на размещение (01) и сооружение (02) пункта хранения радиоактивных отходов.

Объект, на котором или в отношении которого осуществляется деятельность: стационарные объекты и сооружения, не относящиеся к ядерным установкам и радиационным источникам, и предназначенные для захоронения радиоактивных отходов - приповерхностный пункт захоронения твердых радиоактивных отходов 3 и 4 классов, Челябинская область, Озерский городской округ.

Основание для выдачи лицензии: заявление ФГУП «НО РАО» от 19.12.2018 № 319-413/7306-эло.1, решение Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 18.08.2020 № 3914.

Срок действия лицензии до 25 августа 2030 г.

Лицензия действует при соблюдении условий действия лицензии, изложенных на оборотной стороне листа.

Руководитель органа лицензирования А.В. Алёшин

Серия А 0 № 381140

13

## Цели и задачи первого этапа работ 2021 года

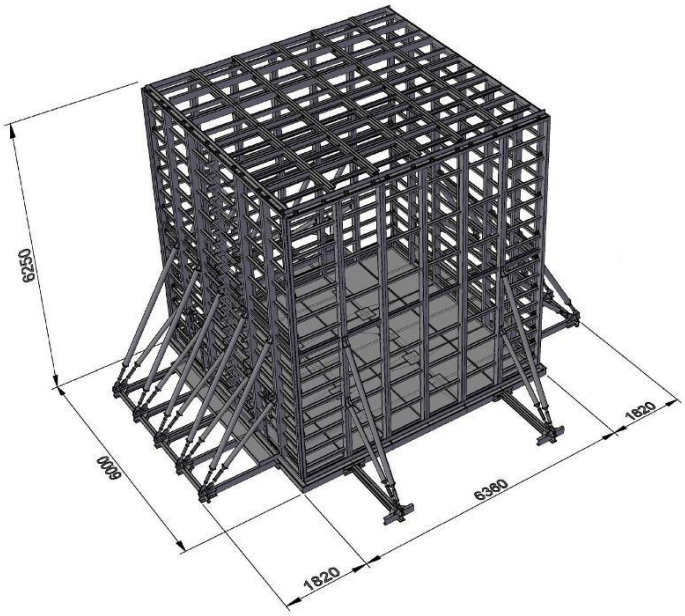
**Цель работы –** выполнение исследований в обоснование способа создания инженерного барьера безопасности и подтверждения выбранной технологии для применения в условиях модульного сооружения ППЗРО.

**Задачи 1 этапа:**

- создание экспериментального стенда в масштабе 1:1, имитирующего фрагмент отсека ППЗРО;
- разработка схемы установки датчиков для инструментального контроля наличия барьерного материала;
- подготовка необходимого количества барьерного материала для проведения эксперимента;
- обоснование технологии заполнения барьерным материалом пустот внутри стенда с макетами контейнеров (в перспективе для отсека модульного сооружения после установки контейнеров с РАО);
- проведение эксперимента по заполнению барьерным материалом стенда, заполненного макетами контейнеров.

14

## Общий вид экспериментального стенда

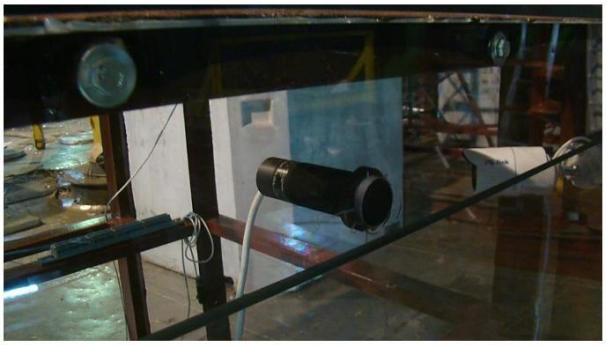


15

## Расстановка макетов и контейнеров в стенд

16

## Оснащение макетов контейнеров средствами контроля



Видеокамера внутри макета контейнера

Общее количество камер, расположенных в макетах – 28 шт.

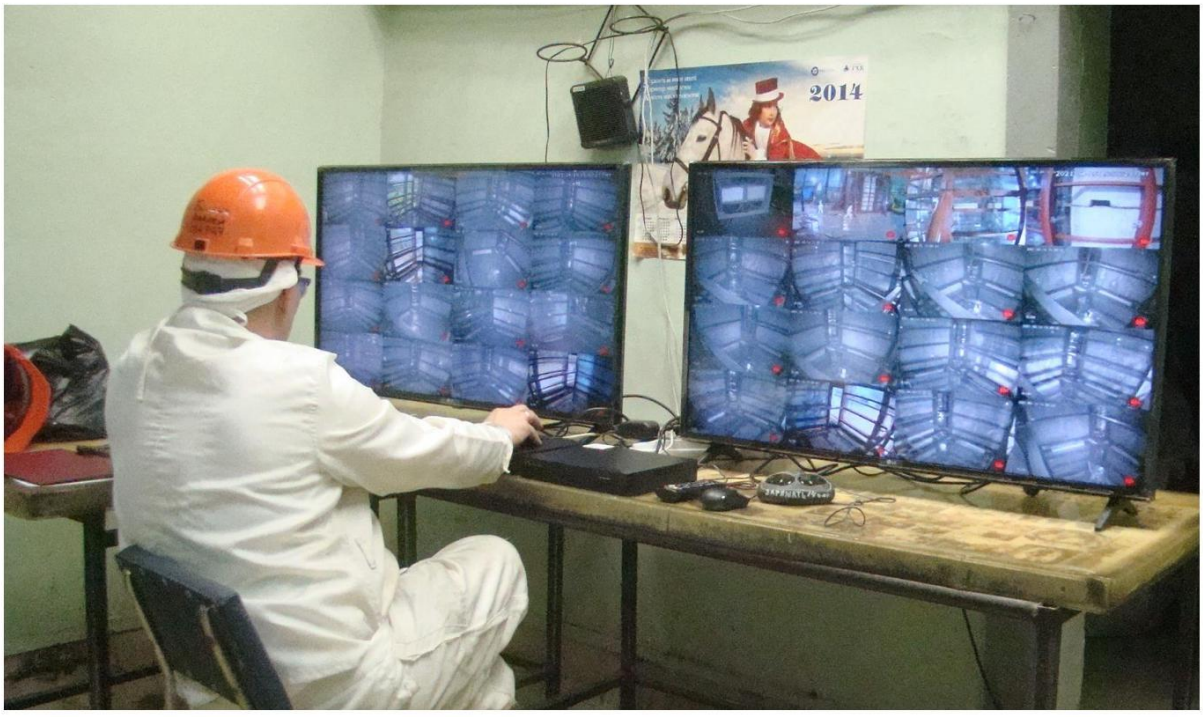
Датчик фиксации наличия барьерного материала

В вертикальных зазорах установлено – 8 шт.
Аналогичные датчики установлены в дне макетов для фиксации заполнения горизонтальных зазоров (14 шт.)

Общее количество датчиков – 22 шт.

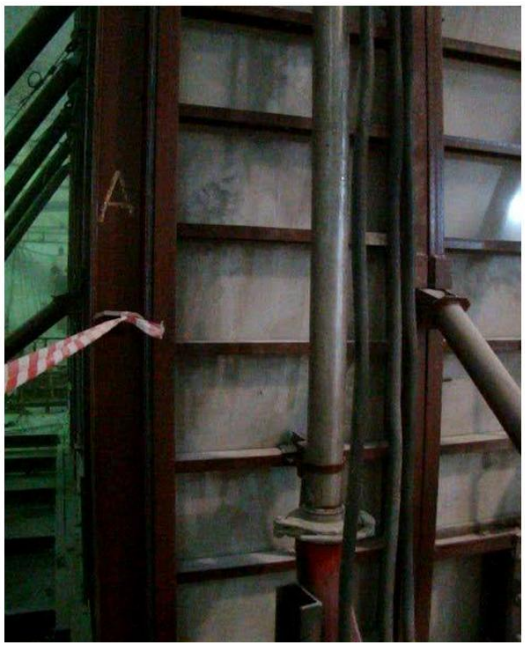
17

## Визуальный контроль за ходом эксперимента




18

## Завершающая стадия подачи барьерного материала в стенд



19

## Результаты эксперимента

- **Разработана конструкция и смонтирован экспериментальный стенд – макет фрагмента отсека модуля ППЗРО и макеты контейнеров в масштабе 1:1;**
- **При помощи пневматического оборудования произведено заполнение пустотного пространства макета модуля ППЗРО сухим глинистым барьерным материалом (глинопорошком) на 99,3%;**
- **Разработана, смонтирована и опробована система контроля процесса заполнения пустотного пространства экспериментального стенда.**

**Комплекс проведённых работ для ППЗРО г. Озёрска подтвердил:**

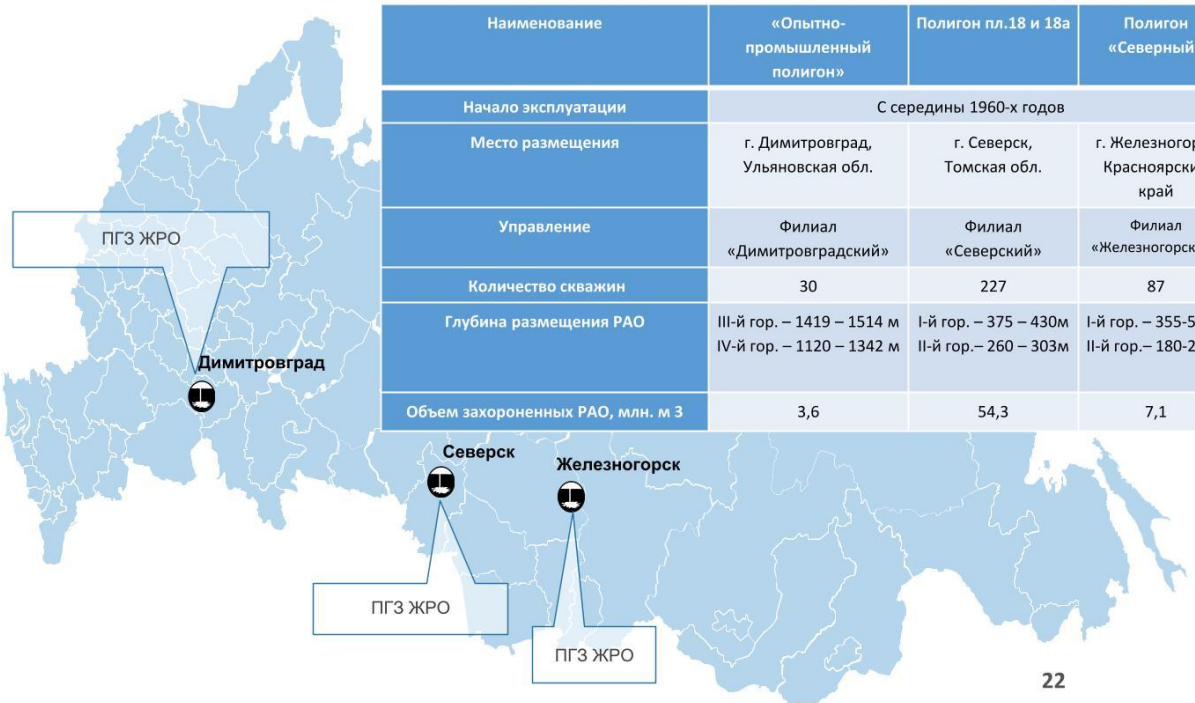
- **работоспособность способа пневматической загрузки;**
- **высокие показатели заполняемости;**
- **высокую технологичность и производительность способа загрузки.**

20

# ППЗРО 3 и 4 классов и сроки их создания

| ПЗРО | Объем объекта, всего куб. м. (брутто) | Статус / текущее состояние | Планируемый срок ввода в эксплуатацию (начало загрузки ПЗРО) |
|---|---|---|---|
| ПЗРО в г. Новоуральск, Свердловская область, 2 очередь | 39 300 куб. м. | Завершение строительства, получение лицензии на эксплуатацию ПЗРО | 2022 год |
| ПЗРО в г. Озерск, Челябинская область | 225 000 куб. м. | Выполнение дополнительных работ по обоснованию безопасности размещения и сооружения ПЗРО, начало строительных работ | 2024 год |
| ПЗРО в г. Северск, Томская область | 142 700 куб .м. | Выполнение дополнительных работ по обоснованию безопасности размещения и сооружения ПЗРО, начало строительных работ | 2024 год |

# Основные сведения о ПГЗ ЖРО

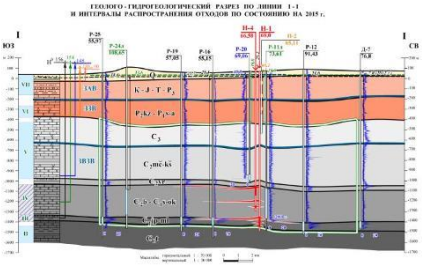



| Наименование | «Опытно-промышленный полигон» | Полигон пл.18 и 18а | Полигон «Северный» |
|---|---|---|---|
| Начало эксплуатации | С середины 1960-х годов | | |
| Место размещения | г. Димитровград, Ульяновская обл. | г. Северск, Томская обл. | г. Железногорск Красноярский край |
| Управление | Филиал «Димитровградский» | Филиал «Северский» | Филиал «Железногорский» |
| Количество скважин | 30 | 227 | 87 |
| Глубина размещения РАО | III-й гор. – 1419 – 1514 м<br>IV-й гор. – 1120 – 1342 м | I-й гор. – 375 – 430м<br>II-й гор.– 260 – 303м | I-й гор. – 355-500м<br>II-й гор.– 180-280м |
| Объем захороненных РАО, млн. м 3 | 3,6 | 54,3 | 7,1 |

22

# Сведения о ПГЗ ЖРО филиала «Димитровградский» ФГУП «НО РАО»

- ✓ *Начало эксплуатации ПГЗ ЖРО – 1966 год*
- ✓ *Назначение ПГЗ ЖРО: Обеспечение безопасной эксплуатации АО «ГНЦ НИИАР»*
- ✓ *ПГЗ ЖРО размещается на площадке АО «ГНЦ НИИАР»*
- ✓ *По потенциальной радиационной опасности объект III категории (п. 3.1 ОСПОРБ-99/2010)*



- ✓ *Эксплуатационные горизонты:*

*III-й горизонт – 1419 – 1514 м*

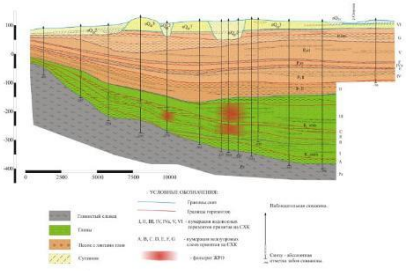
*IV-й горизонт – 1114 – 1342 м*

- ✓ *Эксплуатируются 4 нагнетательных и 28 наблюдательных скважин*

23

# Сведения о ПГЗ ЖРО филиала «Северский» ФГУП «НО РАО»

- ✓ *Начало эксплуатации ПГЗ ЖРО – 1963 год*
- ✓ *Назначение ПГЗ ЖРО: Обеспечение безопасной эксплуатации производственных и объектов «наследия» АО «СХК»*
- ✓ *ПГЗ ЖРО размещается на площадках 18 и 18а*
- ✓ *По потенциальной радиационной опасности объект III категории (п. 3.1 ОСПОРБ-99/2010)*



- ✓ *Эксплуатационные горизонты*

***Площадка 18:***

*III-й горизонт – 260 – 305 м*

*II-й горизонт – 375 – 430 м*

***Площадка 18а:***

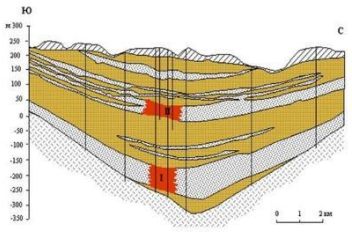
*II-й горизонт – 315 – 345 м*

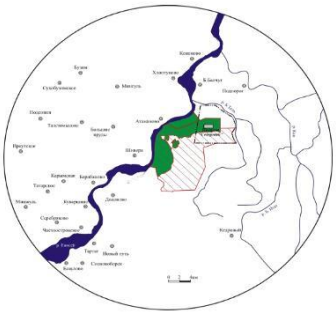
- ✓ *Эксплуатируются 15 нагнетательных и 212 наблюдательных скважин*

24

## Сведения о ПГЗ ЖРО филиала «Железногорский» ФГУП «НО РАО»

- ✓ *Начало эксплуатации ПГЗ ЖРО – 1967 год*
- ✓ *Назначение ПГЗ ЖРО: Обеспечение безопасной эксплуатации производственных и объектов «наследия» ФГУП «ГКХ»*
- ✓ *ПГЗ ЖРО размещается в пределах СЗЗ ФГУП «ГХК»*
- ✓ *По потенциальной радиационной опасности объект II категории (п. 3.1 ОСПОРБ-99/2010)*



*Зона наблюдения ФГУП ГХК*

*Территория промплощадки ФГУП ГХК*

*Территория санитарно-защитной зоны ФГУП ГХК*

*Граница горного отвода участка недр ПГЗ ЖРО полигон «Северный*

- ✓ *Эксплуатационные горизонты*

*I-й горизонт – 355 – 500 м*

*II-й горизонт – 180 – 280 м*

- ✓ *Эксплуатируются 13 нагнетательных и 74 наблюдательные скважины*

25

*Обзорная схема района и площадки размещения*

## Актуализация Программы исследований по оценке долговременной безопасности ПГЗ ЖРО

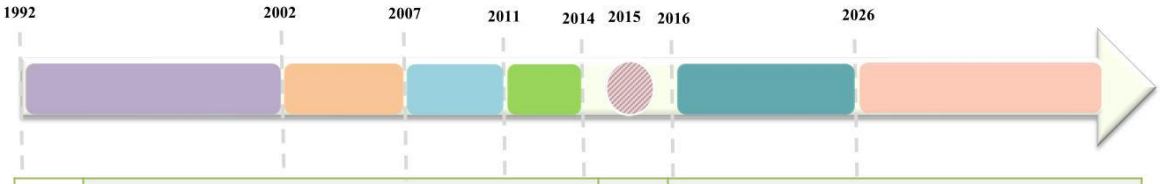
ФГУП «НО РАО» была разработана актуализированная Программа экспериментальных исследований по доизучению характеристик пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (ПГЗ ЖРО).

Распоряжением Госкорпорации «Росатом» от 04.03.2021 была создана группа для координации и контроля за реализацией актуализированной Программы исследований по устранению замечаний Миссии МАГАТЭ по рассмотрению соответствия международным требованиям и практикам обоснования безопасности, применяемой в Российской Федерации технологии захоронения ЖРО.

Проведен НТС ФГУП «НО РАО» на котором было решено актуализировать Программу исследований по оценке долговременной безопасности ПГЗ ЖРО в целях реализации замечаний и рекомендаций миссии МАГАТЭ к августу 2021 года.

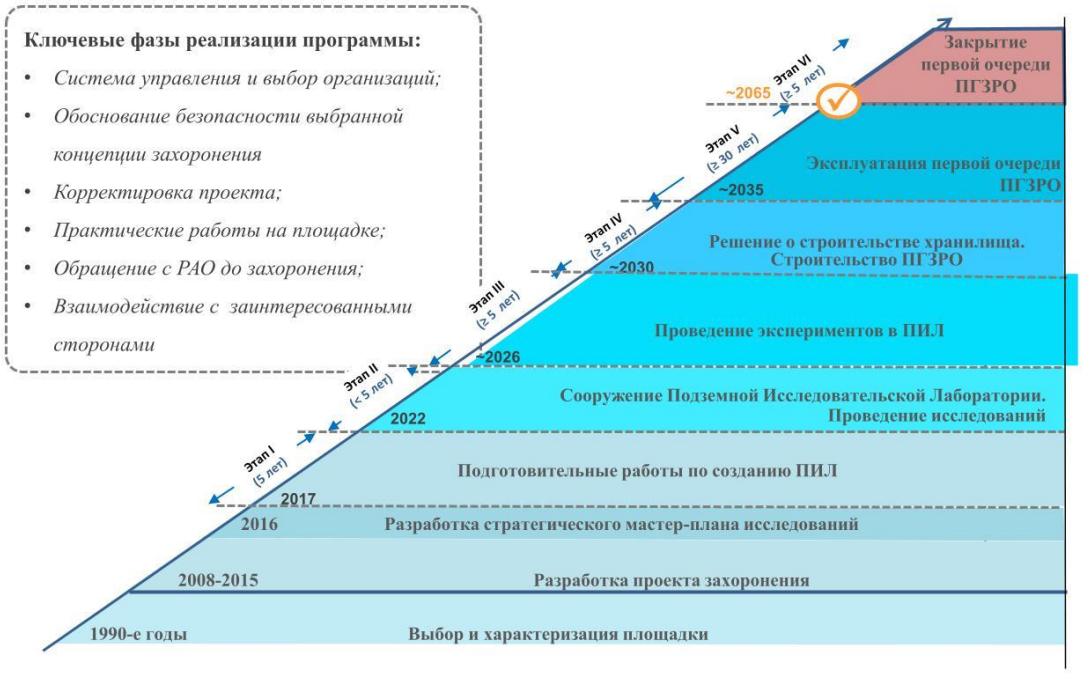
## РАО 1, 2 классов: основные предприятия - производители и перспективная площадка изоляции

## Реализация программы создания подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) в Российской Федерации




| | | | |
|---|---|---|---|
| | Геологические исследования для выбора площадки ПИЛ | | Общественные слушания обосновывающих материалов для получения лицензии на размещение и строительство ПИЛ |
| | Окончательный выбор площадки ПИЛ для дальнейших детальных исследований | | Получение совмещённой лицензии на размещение и строительство<br>Строительство и завершение строительства первой очереди ПИЛ |
| | Предварительное изучение | | Строительство второй очереди ПИЛ и последующая эксплуатация (проведение комплексный исследований по обоснованию безопасности финальной изоляции высокоактивных РАО |
| | Технико-экономическое обоснование на этапе разработки проектной документации | | |

## Реализация программы по созданию ПГЗРО в Нижнеканском гранитоидном массиве






## Современное состояние работ по созданию ПИЛ (Красноярский край, Нижне-Канский массив)

NORWM ROSATOM

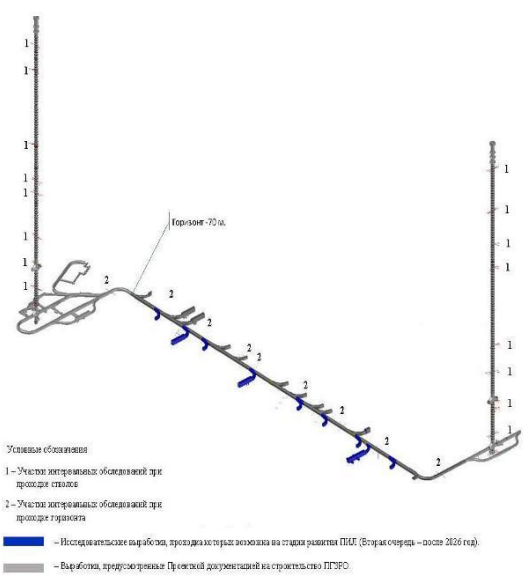
| Сооружение подземной исследовательской лаборатории в Красноярском крае |
|---|
| В рамках создания ПИЛ в 2020 году:<br>- выполнены строительно-монтажные работы по сооружению высоковольтной линии ВЛ 220кВ;<br>- в объеме 70% выполнены СМР по зданиям и сооружениям этапа «Энергокомплекс», необходимого для организации горнопроходческих работ;<br>- выполнены подготовительные работы по сооружению железнодорожных путей;<br>- заключен государственный контракт на выполнение горнопроходческих работ;<br>- совместно с участием ИБРАЭ РАН сформирован перечень научных исследований в ПИЛ, необходимых для обоснования долговременной безопасности объекта. |

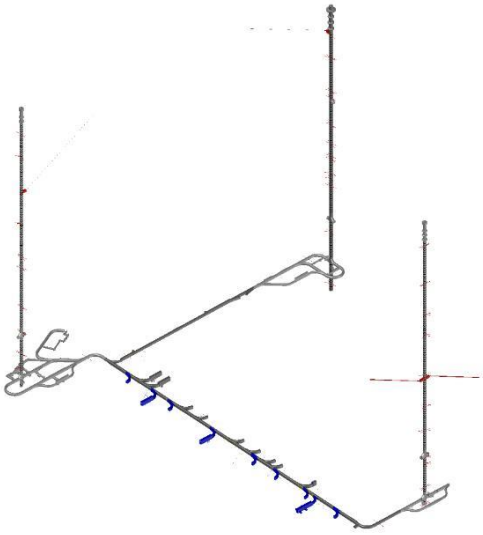
Подстанция 2.4 БМ2КТП

Диспетчерский пункт

Внешние ж/пути. Планировка

## Компоновка выработок первой и второй очередей ПИЛ

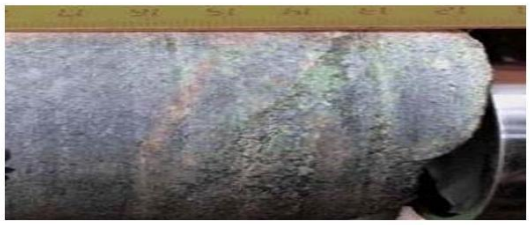


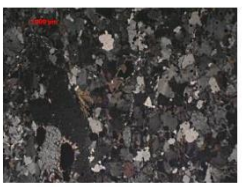
31

## Вмещающие ПИЛ горные породы

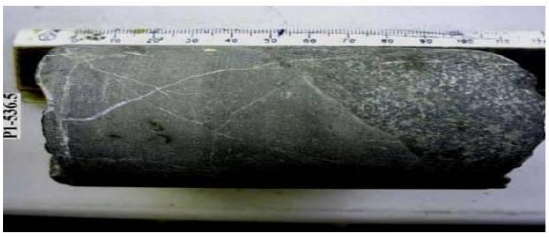
**Гнейсы (~80%)**



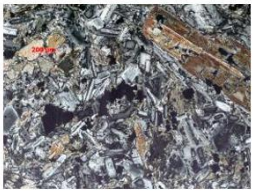
**Мигматизированный гнейс под микроскопом**



**Метадолериты (~20%)**




**Метадолерит под микроскопом**



Скальный массив представлен в разной степени метасоматически измененными гнейсами различного состава и дайками долеритов, является устойчивым горным блоком.

32

## Принятие решений по результатам исследований ПИЛ

**Результаты научно-исследовательских работ этапа эксплуатации ПИЛ станут основой прогнозных расчетов по обоснованию безопасности окончательной изоляции РАО.**

# КОМПЛЕКСНЫЙ ПОДХОД К ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ЗАКРЫТИЯ ПУНКТОВ ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

*А.В. Понизов*

*ФБУ "НТЦ ЯРБ", г. Москва*

В Российской Федерации с 1967 года эксплуатируются три пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов (далее – ПГЗ ЖРО) расположенных в г. Железногорск (Красноярский край), г. Северск (Томская область) и г. Димитровград (Ульяновская область). Суть метода захоронения заключается в контролируемом нагнетании (размещении) жидких радиоактивных отходов (далее – ЖРО) через скважины в глубокозалегающие водоносные горизонты (пласты-коллекторы) – эксплуатационные горизонты. Эксплуатация ПГЗ ЖРО сопровождается контрольными наблюдениями за состоянием геологической среды и распределением компонентов захораниваемых отходов, протекающими процессами изменения уровненного режима подземных вод, состава подземных жидкостей, изменениями физических полей на поверхности и в скважинах, техническим состоянием скважин и поверхностного оборудования.

В период с 27 июня по 5 июля 2013 года в Российской Федерации была проведена миссия МАГАТЭ с целью рассмотрения соответствия процедуры оценки и обоснования безопасности практики захоронения ЖРО рекомендациям МАГАТЭ. Для этого Российской Федерацией были, в частности, подготовлены «Материалы самооценки для предоставления международным экспертам в рамках Миссии МАГАТЭ по оценке безопасности российской технологии подземного захоронения жидких радиоактивных отходов» [1], которые были представлены группе экспертов МАГАТЭ. В состав группы вошли эксперты из Германии, США, Финляндии, Франции, Швейцарии, а также два представителя Секретариата МАГАТЭ.

Изучив документы, предоставленные российской стороной, а также получив сведения в дискуссиях во время проведения миссии, группа экспертов МАГАТЭ пришла к выводам о необходимости проведения ряда дополнительных НИОКР для совершенствования обоснования безопасности технологии глубинного захоронения ЖРО. Основные результаты проведенной миссии, а также рекомендации и предложения международных экспертов по повышению обоснования безопасности были опубликованы в отчете [1].

С целью учета данных рекомендаций в 2015 году была разработана «Программа расчетно-экспериментальных исследований по обоснованию и оценке долговременной безопасности пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов в целях реализации рекомендаций миссии МАГАТЭ «Международное экспертное рассмотрение практики глубокой закачки жидких радиоактивных отходов в Российской Федерации» и обоснования концепции их закрытия» (далее – Программа). Программа согласована с Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) и утверждена Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» [2, 3].

Одной из основных рекомендаций экспертов миссии МАГАТЭ, учет которой предусмотрен мероприятиями Программы, является отсутствие детальной концепции закрытия ПГЗ ЖРО, включая обоснование:

– выбора материалов для закрытия скважин;

– отсутствия вертикальной миграции радионуклидов по открытым и негерметичным скважинам;

– длительности периода активного мониторинга, а также длительности временного интервала для прогнозных расчетов;

– безопасности сохранения открытых скважин для проведения мониторинга.

Для решения поставленной Программой задачи, а также учета рекомендаций экспертов миссии МАГАТЭ был разработан комплексный подход к обоснованию безопасности закрытия ПГЗ ЖРО.

С этой целью были проанализированы требования нормативных и правовых документов в части вывода из эксплуатации и закрытия объектов использования атомной энергии, определены значимые факторы (особенности, события и процессы (далее – ОСП)), которые необходимо учитывать при разработке сценариев эволюции системы захоронения радиоактивных отходов (далее – РАО) используемых для обоснования долговременной безопасности ПГЗ ЖРО, рассмотрены последствия нарушения изолирующих свойств инженерных барьеров безопасности, а также исследованы физико-механические свойства тампонажных материалов, приемлемых для ликвидации эксплуатационных скважин при закрытии ПГЗ ЖРО. На основе данных исследований были разработаны концептуальные положения к обоснованию решений по безопасному закрытию ПГЗ ЖРО и система организационно-технических мер для обеспечения поэтапного безопасного закрытия ПГЗ ЖРО.

Согласно требованиям нормативных и правовых документов [4 - 7], деятельность по закрытию ПГЗ ЖРО определяется и осуществляется в соответствии с программой (планом) закрытия и проектом закрытия ПГЗ ЖРО, разработанными для выбранного варианта закрытия. Выбор варианта закрытия зависит от расположения ПГЗ ЖРО, его эксплуатационных характеристик и оценки долговременной безопасности системы захоронения РАО. Согласно [6], ПГЗ ЖРО удовлетворяет требованиям безопасности в период после его закрытия, если:

– при нормальном (эволюционном) протекании естественных процессов на площадке размещения ПГЗ ЖРО (при наиболее вероятных сценариях эволюции системы захоронения РАО) его радиационное воздействие на население не приведет к превышению допустимого уровня, установленного в соответствии с санитарными правилами и нормативами радиационной безопасности;

– при маловероятных (катастрофических) внешних воздействиях природного и техногенного характера на площадке размещения ПГЗ ЖРО (при маловероятных сценариях распространения радионуклидов из системы захоронения РАО) для критической группы населения не будет превышено граничное значение обобщенного риска, установленного санитарными правилами и нормативами радиационной безопасности.

С целью разработки сценариев эволюции системы захоронения РАО был проведен анализ всех характеристик, процессов и событий, которые могут повлиять на безопасность системы захоронения РАО, на основе которого были подготовлены перечни ОСП, учитываемые при разработке сценариев эволюции системы захоронения РАО. Перечни ОСП разработаны в соответствии с международно-принятым перечнем [8], с учетом требований законодательства Российской Федерации [6, 9] и данных об ОСП, характерных для площадок размещения ПГЗ ЖРО, их систем и элементов.

Процедура анализа ОСП ПГЗ ЖРО рассмотренная в [10] предусматривала отбор из полного списка ОСП тех факторов, которые индивидуально или в сочетании с другими влияют на долговременную безопасность системы захоронения РАО. Для обоснования учета ОСП, либо возможности исключения ОСП, были выполнены дополнительные исследования, связанные с изучением химических и микробиологических процессов, происходящих в геологической среде на площадках размещения ПГЗ ЖРО [11], коллоидного переноса радионуклидов, долговечности инженерных барьеров безопасности ПГЗ ЖРО [12] и возможных климатических изменений рассматриваемых районов размещения ПГЗ ЖРО [13].

Дополнительно для ОСП, важных с точки зрения обоснования безопасности ПГЗ ЖРО, был выполнен всесторонний анализ различных комбинаций и взаимосвязей между отдельными ОСП, на основании которых осуществлялась разработка сценария нормальной эволюции системы захоронения РАО и альтернативных сценариев.

Анализ перечня ОСП показал, что наибольшую потенциальную опасность для обеспечения долговременной безопасности ПГЗ ЖРО после его закрытия может представлять образование быстрых путей миграции радионуклидов в результате ухудшения изолирующих свойств инженерного барьера безопасности (тампонажного камня) и, как следствие, возникающего заколонного перетока по стволу скважины пластовых вод содержащих компоненты РАО (далее – заколонный переток компонентов РАО).

С целью учета последствий развития заколонного перетока компонентов РАО было выполнено моделирование распространения радионуклидов при возникновении заколонных перетоков по стволу скважин. По результатам прогнозных расчетов были определены границы и скорости возможного распространения компонентов РАО при заколонных перетоках по стволам скважин ПГЗ ЖРО после его закрытия [14].

В связи с тем, что ключевую роль для предотвращения заколонных перетоков компонентов РАО играет эффективность инженерного барьера безопасности (заколонного тампонажного камня), была проведена оценка характеристик тампонажных материалов, представляющих интерес для ликвидации скважин ПГЗ ЖРО [12]. В качестве факторов, воздействующих на показатели изолирующих свойств тампонажных материалов рассматривали: их состав, химический состав водных сред (подземные воды и модельный раствор ЖРО) эксплуатационных горизонтов ПГЗ ЖРО, температуру водных сред, содержащих тепловыделяющие РАО. При проведении исследования определяли влияние данных факторов на характеристики, определяющие защитные и изолирующие свойства инженерного барьера безопасности: прочность, плотность, водонепроницаемость.

Исследования влияния химической коррозии на структурные параметры компонентов тампонажного камня выполнялись физико-химическими методами, также выполнялось определение макро- и микродефектов методом рентгеновской микротомографии. Физико-механические свойства образцов – определялись согласно стандартным методам, в соответствии с действующими государственными стандартами Российской Федерации [12].

По результатам исследований были проработаны подходы и методики оценки влияния отдельных факторов, воздействующих на показатели защитных свойств

тампонажных материалов применительно к условиям захоронения ЖРО на ПГЗ ЖРО. На основе полученных данных выполнены расчеты прогнозируемой на 100 лет глубины разрушения тампонажных материалов, выдержанных в средах, имитирующих подземные воды и ЖРО.

С использованием результатов проведенных исследований разработаны концептуальные положения к обоснованию решений по безопасному закрытию ПГЗ ЖРО и система организационно-технических мер для обеспечения поэтапного безопасного закрытия ПГЗ ЖРО. В соответствии с разработанной системой организационно-технических мер, безопасное поэтапное закрытие ПГЗ ЖРО обеспечивается реализацией следующих решений (рис 1) [14]:

– применение технических решений по ликвидации (тампонировании) эксплуатационных скважин, разработанных с учетом текущего технического состояния самой скважины, состояния эксплуатационного горизонта, содержащего компоненты РАО, и вышележащих горизонтов на участках размещения скважин;

– вывод из эксплуатации объектов (зданий, сооружений, емкостей, трубопроводов, оборудования и др.) наземной инфраструктуры, за исключением объектов, необходимых для проведения мониторинга системы захоронения РАО и обеспечения физической защиты;

– обоснование дальнейшего безопасного использования наблюдательных скважин для целей мониторинга за состоянием системы захоронения РАО;

– анализ результатов выполненных работ после завершения каждого этапа закрытия ПГЗ ЖРО, в том числе дополнительного обследования ПГЗ ЖРО в объеме, необходимом для своевременной корректировки проектной документации и принятием необходимых мер по безопасному выполнению работ на последующих этапах закрытия ПГЗ ЖРО;

– проведение при закрытии ПГЗ ЖРО и после его закрытия мониторинга системы захоронения РАО, с целью контроля за поведением компонентов РАО;

– проведение контроля радиационной обстановки на территории ПГЗ ЖРО после его закрытия, организация и проведение радиационного контроля персонала, задействованного на этапах закрытия ПГЗ ЖРО;

– подтверждение достижения установленного в проектной документации закрытия ПГЗ ЖРО его конечного состояния результатами заключительного обследования закрытого ПГЗ ЖРО и оформление необходимой документации на закрытый ПГЗ ЖРО в соответствии с действующими нормативными документами.

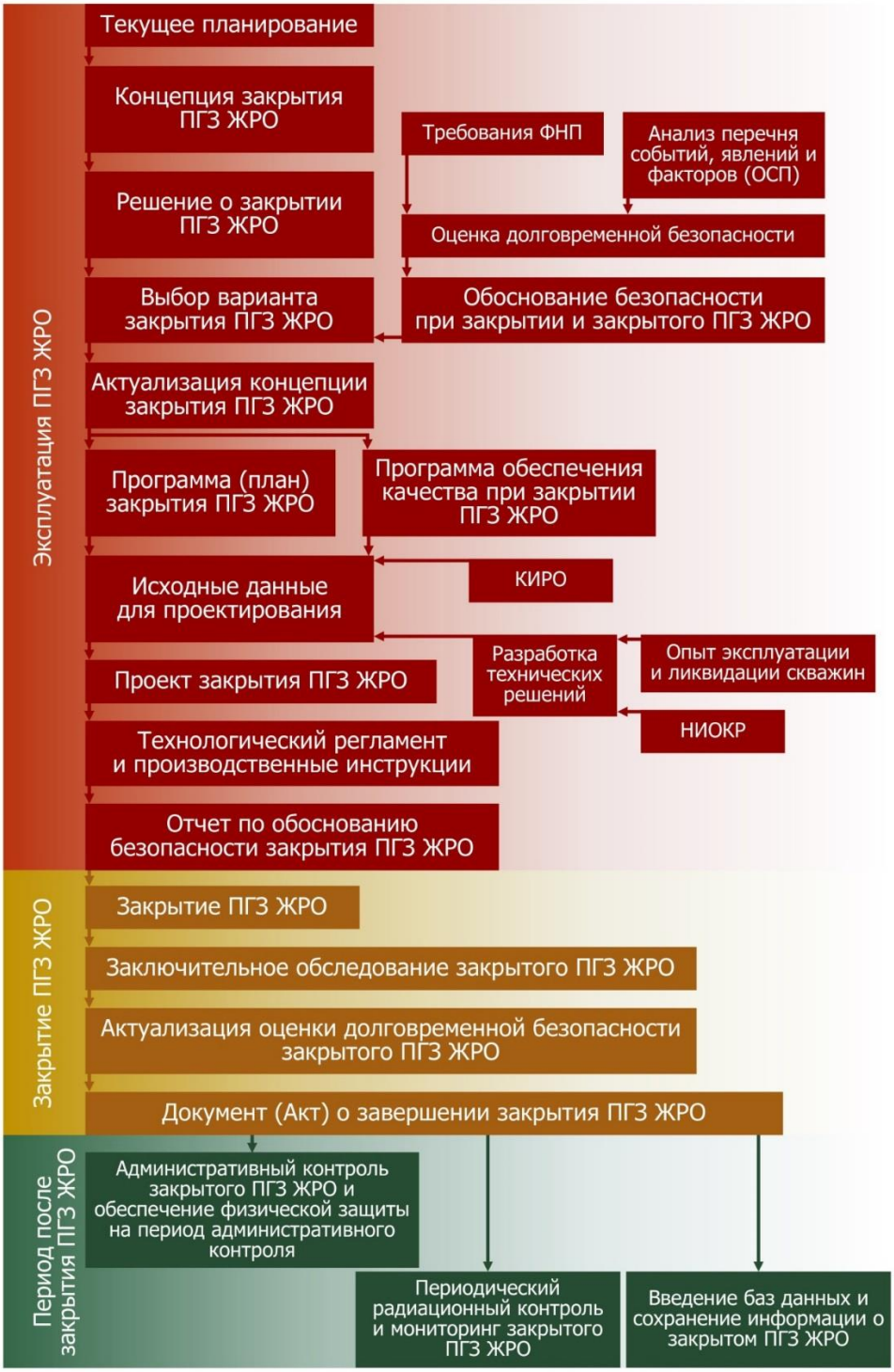



Рис. 12.Общая схема этапов закрытия ПГЗ ЖРО [14]

Разработанный комплексный подход к обоснованию безопасности закрытия ПГЗ ЖРО может быть использован при планировании закрытия и обеспечении безопасности при реализации мероприятий по закрытию ПГЗ ЖРО.

Литература

1. International Peer Review of the Deep Well Injection Practice for Liquid Radioactive Waste in the Russian Federation. Final Report of the IAEA International Review Team July 2013. IAEA, VIENNA, 2020. https://www.iaea.org/publications.

2. Линге И.И., Уткин С.С., Хамаза А.А., Шарафутдинов Р.Б. Опыт применения международных требований по обоснованию долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов: проблемы и уроки // Атомная энергия. – 2016. – Вып. 120. – С. 201 – 208. https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/717.

3. Дорофеев А.Н, Савельева Е.А., Уткин С.С., Понизов А.В. и др. Эволюция обоснования долговременной безопасности ПГЗ ЖРО // Радиоактивные отходы. – 2017 – № 1 – С. 54 – 63. http://www.radwaste-journal.ru/article/18/.

4. Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии».

5. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

6. НП-055-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и основные требования безопасности».

7. НП-058-14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения».

8. International Features, Events and Processes (IFEP) List for the Deep Geological Disposal of Radioactive Waste, Version 3.0. Nuclear Energy Agency. Organisation for Economic Co-operation and Development. August 2019.

9. НП-064-17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на объекты использования атомной энергии».

10. Шарафутдинов Р.Б., Понизов А.В., Мурлис Д.В., Савельева Е.А. и др. Методические аспекты учета особенностей, событий и процессов природного и техногенного происхождения при обосновании долговременной безопасности системы

захоронения РАО // Ядерная и радиационная безопасность – 2018. – № 4 (90). – С. 20–33. https://nrs-journal.ru/sections/articles/permanent_waste_disposal_90/.

11. Сафонов А.В., Захарова Е.В., Назина Т.Н., Понизов А.В. и др. Российский опыт микробиологических исследований подземных вод в зоне глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов // Радиоактивные отходы. – 2018. – № 3 (4). – С. 39–49. http://www.radwaste-journal.ru/article/202/.

12. Понизов А.В., Пустовгар А.П., Дорофеев А.Н., Верещагин П.М. и др. Исследование характеристик тампонажных материалов для ликвидации скважин пункта глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов «Железногорский» // Радиоактивные отходы. 2021. № 2 (15). С. 63–72. http://www.radwaste-journal.ru/article/384/.

13. Болдырева Д.А., Василишин А.Л., Понизов А.В., Фелицын М.А и др. Оценка климатической эволюции в районах размещения пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов для обоснования долговременной безопасности // Ядерная и радиационная безопасность» – 2019. – № 3 (93). – С. 36–46. https://nrs-journal.ru/sections/articles/climate_evolution_assessment/.

14. Понизов А.В., Верещагин П.М., Чулков Н.В., Шарапута М.К. и др. Условия, последствия и пути предотвращения заколонных перетоков жидкостей по стволам скважин на участках глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов // Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. – 2019. – № 2 – С. 56–67. https://journals.eco-vector.com/0869-7809/article/view/12719.

15. Понизов А.В. Система организационно-технических мер по обеспечению безопасного закрытия пунктов глубинного захоронения жидких радиоактивных отходов. Концептуальные положения // Ядерная и радиационная безопасность – 2020. – № 4 (98). – С. 47–60, https://nrs-journal.ru/sections/articles/safe_closure_98/.

# ВАРИАНТЫ ПЕРЕРАБОТКИ НАКОПЛЕННЫХ ВАО. ПРОБЛЕМЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ

*О.М. Слюнчев[1], П.В. Козлов[1], М.Б. Ремизов[1], С.А. Лукин[1], Е.Н. Зубриловский[1]*

*[1]ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск,*

В результате реализации оборонных программ в 40-60-е годы XX века на ФГУП «ПО «Маяк» накоплено значительное количество гетерогенных высокоактивных отходов, которые хранятся в специальном комплексе емкостей-хранилищ. Комплекс включает 14 емкостей-хранилищ и находился в активной эксплуатации с 1968 по 1986 гг. В настоящее время в нем накоплено около 14,5 тыс.м$^3$ отходов. Отходы, полученные в результате наработки оружейного плутония, представляют собой преимущественно щелочные системы из осадков и осветленных растворов (декантатов). Основу осадков составляют гидроксиды железа, никеля, хрома, сульфиды железа и никеля, ферроцианиды никеля-цезия и титана-цезия. Растворная часть отходов представляет собой высокоминерализованные растворы, химический состав которых обусловлен преимущественно нитратом натрия, гидроксидом натрия, алюминатом натрия и нитритом натрия.

Активность растворной части РАО на 99,9 % определяется радионуклидом Cs-137. Активность осадка обусловлена радионуклидами цезия, стронция, плутония и америция.

В результате длительного хранения в емкостях сформировался особый вид гетерогенных отходов: высокоактивный осадок с активностью 10-20 Ки/кг в донной части емкости и декантат с активностью 1-2 Ки/л.

В зависимости от химсостава отходов толщина осадка в емкостях изменяется от 0,2 до 3,5 м. Температура отходов в донной части емкостей изменяется от 25 до 75 $^o$C. Для удаления радиолитического водорода над зеркалом раствора продувается воздух с расходом 14 м$^3$/ч. Из-за разницы температур между верхней и донной частью происходит слабая конвекция раствора, которая захватывает легкие частицы осадка.

Основная потенциальная опасность от комплекса емкостей-хранилищ - разгерметизации емкостей, срок службы которых составляет более 50 лет.

Технически проблема состоит из 2 задач – разработки технологий переработки и кондиционирования растворной части и осадков.

Исследования, проведенные в 2008-2011 годах, показали, что прямое отверждение ВАО в боросиликатное стекло приведет к образованию неприемлемо большого количества остеклованных отходов. Из-за ограничения по содержанию в таком стекле ряда критических компонентов (серы, хрома, никеля и др.) объем стекла составит не менее 2 тыс. т на 1000 м$^3$ ВАО или 28 тыс. т для всех 14 емкостей. Для сравнения, за 33 года эксплуатации (с 1987 года по 2020 год) комплекса остекловывания на ПО «Маяк» при переработке ВАО наработано около 7,7 тыс. т стекловидных компаундов. Таким образом, прямое остекловывание накопленных ВАО в рамках имеющихся технологий и с учетом заложенной в проект нового комплекса остекловывания производительности печей растянется на 50-70 лет. Очевидно, что подобный подход к переработке накопленных ВАО неприемлем.

Выполненные ранее в рамках ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и по период до 2015 года» задачи проверки технологий переработки РАО показали, что предложенные подходы реализуемы, но имеют сложности в техническом исполнении.

В результате в 2016-2020 гг. на ФГУП «ПО «Маяк» были выполнены поисковые и исследовательские работы, которые позволили предложить более простые в плане технической реализации решения. Перспективные варианты переработки показаны на рисунке 1.

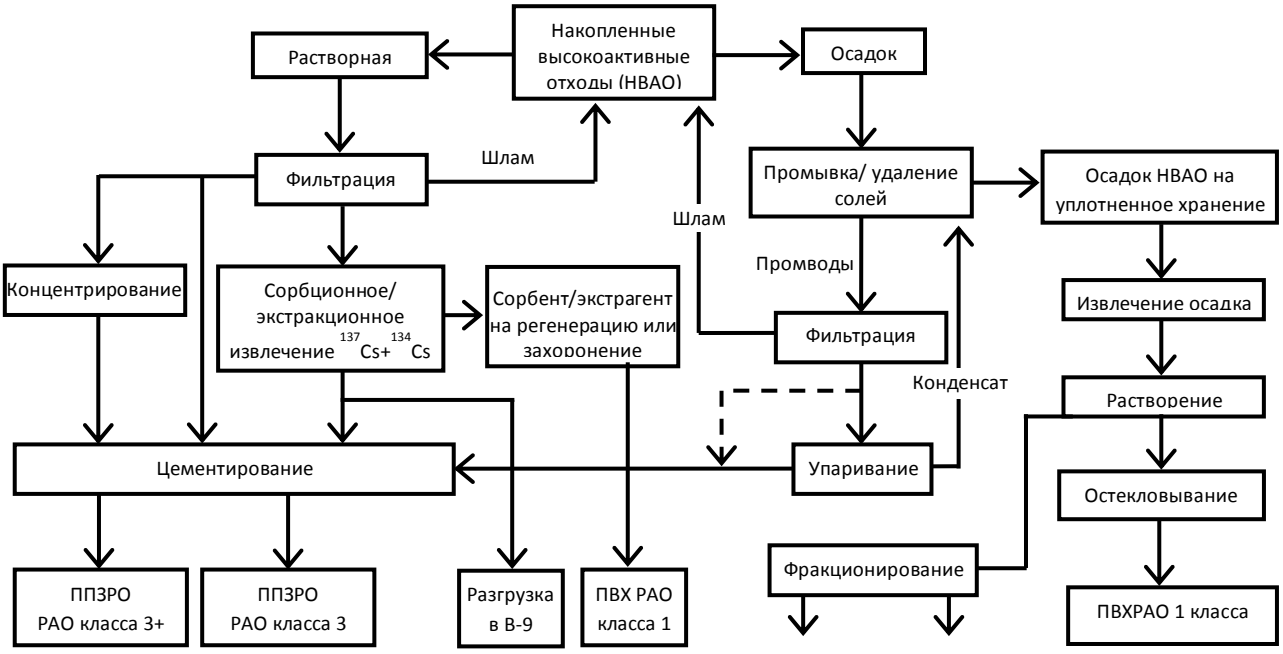



Рис.1. Варианты переработки накопленных ВАО (вариант 2020 года)

В настоящее время прорабатывается 4 варианта переработки растворной части отходов:

1 вариант - базовый сценарий, включает переработку растворной части НВАО методом цементирования;

2 вариант - оптимизированный сценарий, включает переработку растворной части НВАО методом цементирования с предварительным упариванием растворной части до солесодержания 600-700 г/л;

3 вариант – экономичный сценарий, включает сорбционное или экстракционное выделение радионуклидов цезия из растворной части с последующим размещением очищенных растворов в один из специальных промышленных водоемов (СПВ) ФГУП «ПО «Маяк»;

4 вариант – экологичный сценарий, включает сорбционное или экстракционное выделение радионуклидов цезия из растворной части с последующим цементированием очищенных растворов.

Для переработки осадков рассматривается два варианта, которые предусматривают:

1 - растворение осадка с последующим остекловыванием в печи джоулева нагрева типа ЭП;

2 - растворение осадка с последующим выделением радионуклидов экстракционными и сорбционными методами и остекловыванием, а очищенный раствор, содержащий основную часть макрокомпонентов, отверждается цементированием.

Выбор способа переработки накопленных ВАО можно сделать по результатам технико-экономической оценки вариантов с учетом общественно-политических факторов. Если оценивать только технико-экономическую составляющую, то наиболее экономически привлекательным является вариант № 3 с размещением растворной части накопленных ВАО в один из СПВ. Данный вариант примерно на порядок дешевле следующего по затратам оптимизированного варианта.

Технико-экономическая оценка вариантов переработки растворной части приведена в таблице 1. В таблице отсутствует оценка варианта №4, как наиболее дорогого с точки зрения затрат.

К сильным сторонам варианта № 3 можно отнести отсутствие капитальных и эксплуатационных затрат на создание участка цементирования, отсутствие капитальных и эксплуатационных затрат на ППЗРО.

Таблица – Технико-экономическая оценка вариантов переработки растворной части

| Характеристики | Вариант 1 | Вариант 2 | Вариант 3 |
|---|---|---|---|
| Объем переработки ЖРО, тыс.м3 | 14 | 14 | 14 |
| Объем ЦК, тыс.м$^3$ | 25 | 14 | - |
| Масса ЦК, тыс.т | 40 | 23 | - |
| Масса сухой смеси, тыс. т | 23 | 12 | - |
| Объем отработанного сорбента, тыс.м$^3$ | - | - | 0,14 |
| Количество контейнеров, шт.<br>ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | <br>9 000<br>21 000 | <br>5000<br>12 000 | <br>1000<br>- |
| Объем захоронения, тыс.м$^3$<br>ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | <br>34<br>79 | <br>19<br>45 | <br>0,28<br>- |
| Стоимость захоронения по тарифу, млрд. руб. ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | <br>5,5<br>12,9 | <br>3,1<br>7,3 | <br>0,43<br>- |
| Стоимость контейнеров, млрд. руб.<br>ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | <br>1,80<br>3,15 | <br>1,00<br>1,80 | <br>0,20<br>- |
| Стоимость сухой смеси, млрд.руб. | 0,46 | 0,24 | - |
| Стоимость сорбента, млн.руб. | - | - | неизвестна |
| **ИТОГО (без учета стоимости ППЗРО)**<br>ТМК<br>НЗК | <br>7,8*<br>16,5* | <br>4,3*<br>9,3* | <br>0,63** |

* -без учета стоимости ПВХ/ППЗРО; ** - без учета стоимости сорбента/экстрагента

К слабым сторонам варианта № 3 можно отнести отсутствие промышленно производимых сорбентов и экстрагентов для работы с отходами такого химического состава, отсутствие обоснования разгрузки растворной части в СПВ, а также отсутствие оценок безопасности размещения химических компонентов отходов в СПВ (например, кольматация дренажных каналов).

Для обоснования варианта № 3 переработки растворной части ВАО с разгрузкой в СПВ необходимо:

1) синтезировать опытную партию сорбента/экстрагента и провести пилотные испытания на реальных растворах ВАО;

2) разработать конструкцию фильтр-патронов (фильтр-контейнеров) и экстракторов, а также устройства для хранения и транспортировки отработанных фильтр-контейнеров;

3) изготовить и испытать на модельных растворах конструкцию фильтр-патронов (фильтр-контейнеров) и экстракторов;

4) организовать опытно-промышленное производство сорбента с производительностью от 10 $м^3$ сорбента/год;

5) обосновать математическим моделированием возможность размещения в СПВ в течение 10-15 лет около 14 тыс.$м^3$ растворов, содержащих до 5500 т солей с различными сценариями по активности (например, $10^9$, $10^8$ и $10^7$ Бк/л).

6) верифицировать расчеты, полученные на стадии математического моделирования, практическими экспериментами, смоделировав, например, разгрузку растворной части ВАО в СПВ за счет проведения опытно-промышленных операций по нейтрализации и разгрузке в В-9 избытка азотной кислоты (регенерированной).

Базовый и оптимизированный варианты с цементированием растворной части ВАО наиболее проработаны и готовы к реализации с технической точки зрения. В предыдущие годы проведены отдельные эксперименты по подбору составов для цементирования. В настоящее время разрабатываются технические решения по фильтрации и цементированию ЖРО, которые могут быть тиражированы для переработки растворной части ВАО. В зависимости от варианта переработки растворной части ВАО ППЗРО будет рассчитан на различное количество цементного компаунда и займет площадь от 0,5 до 2,5 га. Оценки вариантов ППЗРО показывают, что стоимость такого объекта может изменяться в диапазоне от 1,2 до 5,0 млрд. руб.

Таблица 2 – Оценка стоимости ППЗРО для размещения цементного компаунда от переработки растворной части накопленных ВАО

| Характеристики ППЗРО | Вариант 1 | Вариант 2 |
|---|---|---|
| Объем переработки ЖРО, тыс.$м^3$ | 14 | 14 |

| | | | |
|---|---|---|---|
| Объем ЦК, тыс.м$^3$ | | 25 | 14 |
| Масса ЦК, тыс.т | | 40 | 23 |
| Масса сухой смеси, тыс. т | | 23 | 12 |
| Количество контейнеров, шт. | ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | 9 000<br>21 000 | 5000<br>12 000 |
| Объем захоронения, тыс.м$^3$ | ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | 34<br>79 | 19<br>45 |
| Объем ПДХ, тыс. м$^3$ | ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | 54<br>126 | 31<br>72 |
| Габариты ПДХ (Д×Ш×В) | ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | 192×48×6<br>390×54×6 | 108×48×6<br>252×48×6 |
| Стоимость ПДХ, млрд. руб.<br>(при стоимости 40 тыс.руб./м$^3$) | ТМК (типа КМЗ)<br>НЗК | 2,1<br>5,0 | 1,2<br>2,9 |

Переработка осадков предполагает их промывку для удаления растворимых солей и активности. После промывки промводы фильтруют для исключения захвата осадков с долгоживущими альфа-излучающими нуклидами. После фильтрации промводы упаривают и цементируют с получением РАО 3 класса.

Осадок из нескольких емкостей, отмытый от солей, распульповывают и размещают на уплотненное хранение в одну емкость с соблюдением температурного режима хранения. За счет этого высвобождаются резервные емкости на случай протечек.

Для переработки осадок извлекают из емкости и виде суспензии транспортируют на стадию растворения.

Базовый вариант переработки осадков емкостей хранилищ предполагает их растворение и остекловывание в печи типа ЭП.

Альтернативный вариант переработки осадков предполагает растворение осадка с последующим выделением радионуклидов экстракционными и сорбционными методами. Выделенные таким образом радионуклиды остекловывают с получением РАО 1 класса., а очищенный раствор, содержащий основную часть химических компонентов, цементируют с получением РАО 2 либо 3 класса.

Кроме того, необходимо проработать вариант с сушкой промытого осадка с последующим остекловыванием в печах типа «холодный» или «горячий» тигель.

При реализации программы переработки накопленных ВАО необходимо будет найти не только технические решения, но также решения задач в области нормативно-правового регулирования при обращении с РАО.

Например, области обращения с РАО т.н. класса 3+. При цементировании растворной части ВАО с дополнительным упариванием активность отходов может превысить нормативно установленное верхнее значение для РАО 3 класса $1 \cdot 10^{10}$ Бк/кг. С формальной точки зрения эти отходы не могут быть переданы в ППЗРО, но могут быть размещены в ПВХ с выдержкой в нем отходов 20-30 лет. После снижения активности до нормативно установленных значений для РАО 3 класса ПВХ может быть переведен в ППЗРО.

В случае цементирования шламов от фильтрации растворной части ВАО и растворов от растворения осадков и фракционирования активности будут образовываться РАО 2 класса по удельной активности долгоживущих альфа-излучающих нуклидов. Для организации долговременного хранения потребуется создание пункта долговременного хранения (ПДХ) РАО 2 класса. Таким образом, необходимо разработать:

– - частные критерии приемлемости для ПГЗ в части РАО класса 2;

– - согласовать перечень контейнеров под задачи размещения РАО 2 класса в ПГЗ;

– - разработать требования для ПВХ РАО 2 класса (либо как ПДХ, либо с возможной эволюцией в ППЗРО);

– - разработать требования по организации долговременного хранения РАО 2 класса ПДХ.

В области обращения с РАО класса 1 возникает проблема при организации обращения с отходами, образующимися при переработке растворной части ВАО с однократным использованием сорбентов. В результате образуются РАО 1 класса в виде отработанных фильтр-контейнеров, содержащих сорбент с активностью до 100 Ки/кг ($4 \cdot 10^{12}$ Бк/кг). Необходимо разработать и согласовать требования по хранению/захоронению данной группы РАО. Формально требования нормативных документов предполагают необходимость приведения таких РАО в структурно-стабильную форму.

На ФГУП «ПО «Маяк» в 2020 году разработана концепция обращения с ЖРО радиохимического производства, которая предусматривает, в том числе, переработку накопленных ВАО. Однако, очевидно, что задача переработки и кондиционирования накопленных ВАО является задачей национального масштаба и потребует активного участия в ней не только специалистов ФГУП «ПО Маяк», но также профессионального

сообщества ГК «Росатом» и Российской академии наук. В связи с этим представляется целесообразным разработать мастер-план работ по ликвидации емкостей-хранилищ с отходами, накопленными при выполнении оборонных программ в 40-60 годов XX века.

# ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕШЕНИЙ ПО УСТРОЙСТВУ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПУНКТОВ КОНСЕРВАЦИИ И ЗАХОРОНЕНИЯ РАО НА ОСНОВЕ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

*В.В. Сускин, Ф.В. Григорьев, И.В. Капырин*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва,*

Безопасность промышленных водоемов, пульпохранилищ и приповерхностных пунктов захоронения радиоактивных отходов (ППЗРО) в части потенциального загрязнения подземных вод обеспечивается инженерными барьерами безопасности (ИББ). Основное предназначение этих ИББ – изоляция радиоактивных отходов (РАО) от окружающей среды или замедление их выхода из объекта на максимально длительный срок. По принципу действия такие барьеры можно разделить на противофильтрационные (ограничивающие поток) и противомиграционные (задерживающие загрязнители, переносимые потоком). Зачастую ИББ выполняют одновременно обе этих функции. К примеру, широко используемые глиняные экраны, в том числе бентонитовые, обладают одновременно низкими фильтрационными свойствами и высокой сорбционной способностью.

Со временем эффективность ИББ снижается вследствие их деградации. Ввиду этого могут быть созданы дополнительные защитные сооружения, препятствующие распространению РАО в геологической среде. Одним из таких решений является создание слабопроницаемого барьера («стены в грунте», далее – СВГ), замедляющего и перенаправляющего фильтрационный поток. Подобный опыт существует на АО «СХК» [1]: в 2011 году там проводились работы по нагнетанию через инжекционные скважины кольматирующего раствора, который содержал жидкое стекло, щавелевую кислоту, соединение алюминия и модифицирующую добавку. Созданный барьер имел протяженность 300 метров и глубину от 5 до 12 м (до первого водоупора). По результатам расчетов и мониторинга был сделан вывод о том, что использование созданной СВГ позволило снизить коэффициент фильтрации песков на 3-4 порядка, увеличить сорбцию, и в значительной степени предотвратило распространение радионуклидов и нитрат-иона – основного токсичного макрокомпонента, изолированного в хранилище [1].

Целью настоящей работы являлась оценка эффективности таких барьеров в качестве противофильтрационных экранов для объектов приповерхностного захоронения.

Для этого были построены численные модели референтного объекта с помощью расчетного кода GeRa [2-3] для различных вариантов конструкции ИББ, проводилось сравнение динамики миграции загрязнителей в подземных водах с учетом СВГ и без учета таковой; оценивалось влияние покрывающего экрана.

В ходе данного исследования была отмечена высокая неопределенность в результатах моделирования, связанная с параметром дисперсивности. Дисперсивность практически никогда не измеряется на практике, и при моделировании данный параметр выбирают, опираясь на литературные данные, например, [4-6]. К тому же диапазон возможных значений дисперсивности варьирует в широких пределах. Поэтому в работе также была проанализирована чувствительность результата моделирования к данному параметру.

В исследовании предполагалось нахождение объекта в зоне питания подземных вод, характеризующейся сравнительно низкой скоростью потока в горизонтальном направлении вблизи источника загрязнения. Такие условия характерны для ряда российских объектов. В результате моделирования показано, что создание СВГ в качестве внешнего противофильтрационного барьера позволяет значительно замедлить процесс переноса загрязнения в подземных водах. Установлено, что для выбранных условий сооружение СВГ эффективно только при наличии противофильтрационного экрана над объектом, в ином же случае СВГ не оказывает никакого задерживающего эффекта. При этом важны и параметры самой СВГ. Так, при наличии покрывающего экрана неглубокая СВГ (на первый водоносный горизонт) оказалась неэффективной ввиду подныривания потока под СВГ и дальнейшего выноса загрязнения вниз. Глубокая же СВГ значительно задержала выход загрязнения.

Моделирование с различными комбинациями значений дисперсивностей позволило установить низкую чувствительность результата расчета на модели без СВГ к данному параметру. Напротив, модель с глубокой СВГ продемонстрировала высокую чувствительность: пик выхода загрязнения из контрольной области в случае с низкой дисперсивностью пришелся на почти вдвое большее время от начала моделирования по отношению к модели с высокой дисперсивностью. Учитывая крайне противоречивые данные об этих параметрах в литературе и отсутствие практики их определения на реальных объектах, параметры дисперсии являются одной из главных неопределенностей в оценках долговременной безопасности объектов и эффективности ИББ и требуют отдельного исследования [7].

Результаты, полученные в ходе выполнения этой работы, не были априори очевидными. Эффект от использования СВГ принципиально зависит от параметров окружающих вмещающих пород, наличия других ИББ, гидрогеологических условий размещения объекта. При проектировании систем ИББ для создания пунктов консервации и захоронения РАО необходимо численное моделирование, которое и позволит обосновать выбор технических решений.

Литература


1. Захарова Е. В., Андрющенко Н. Д. и др. Инженерные барьеры безопасности при выводе из эксплуатации объектов ядерного топливного цикла. ARGILLASTUDIUM-2017. Материалы Пятой Российской Школы по глинистым минералам – 2017 – С. 50-54.

2. Капырин И. В., Иванов В. А., Копытов Г. В., Уткин С. С. Интегральный код GeRa для обоснования безопасности захоронения РАО // Горный журнал – 2015 – №10 – С.44-50.

3. Капырин И. В., Сускин В. В., Расторгуев А. В., Никитин К. Д. Верификация моделей ненасыщенной фильтрации и переноса в зоне аэрации на примере расчетного кода GeRa. Вопросы атомной науки и техники, серия «Математическое моделирование физических процессов», – 2017 – №1 – С. 60-75.

4. Fetter C. W. Applied hydrogeology. 4th ed., Prentice-Hall, 2001. – 615 pp.

5. Neuman S. P. Universal scaling of hydraulic conductivities and dispersivities in geologic media. Water resources research, VOL. 26, NO. 8, 1749-1758 p., AUGUST, 1990.

6. Charles R. Fitts Groundwater Science. Academic Press. San Diego, California, USA, 2002.

7. Сускин В. В., Капырин И. В., Григорьев Ф. В. Оценка эффективности барьера «стена в грунте» при создании приповерхностных пунктов консервации и захоронения РАО // Радиоактивные отходы 2021 № 1 (14) С 96—105.

# АНАЛИЗ ПРАВОПРИМЕНИТЕЛЬНОЙ ПРАКТИКИ В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО В РАЗРЕЗЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРАКТИЧЕСКИХ РЕШЕНИЙ НА РАЗЛИЧНЫХ СТАДИЯХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА ОИАЭ

*Т.А. Александрова, С.В. Стрижова, Л.О. Ищенко*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва,*

**Введение**

В настоящий момент идет активное развитие Единой государственной системы обращения с РАО и реформирование практики обращения с РАО в соответствии с требованиями, предусмотренными Федеральным законом от 11 июля 2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с РАО и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» (далее – 190-ФЗ) [1]. Одним из принципиальных положений 190-ФЗ является необходимость захоронения образующихся РАО, что предъявляет определенные требования ко всем процессам обращения с РАО.

Стоит отметить, что обращение с РАО напрямую связано с циклом создания ПЗРО и предшествующему ему планированию, при этом к каждой стадии выставляются требования конкретных ФНП. Изменение требований одного ФНП может повлиять на весь цикл, включая планирование ПЗРО, его создание, а также подготовку и передачу РАО на захоронение. Поскольку в настоящий момент ведутся активные работы по внесению корректировок в 190-ФЗ [1] и Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» (далее – ПП 1069) [2], в рамках данного доклада подробно рассмотрены различные аспекты воздействия внесения изменений в упомянутые нормативные акты на основные этапы обращения с РАО в части принятия технических решений и недостатков нормативно-правового регулирования, а также даны рекомендации по их устранению во избежание избыточных финансовых затрат и иных рисков.

**Предлагаемые изменения 190-ФЗ**

Важным направлением повышения эффективности захоронения РАО является создание пунктов захоронения на площадках организаций, что предусмотрено статьей 27 190-ФЗ [1]. На данный момент распоряжением Правительства N 2499-р [3] установлен перечень эксплуатирующих организаций, которые могут осуществлять захоронение РАО на эксплуатируемых площадках. В то же время неурегулированность ряда вопросов, в том числе вопросов собственности на такие пункты захоронения, не позволяет вести практическую деятельность в данном направлении. Предложения по внесению изменений в 190-ФЗ включают корректировку статьи 9, предусматривающую право собственности организаций на пункты захоронения, сооружаемые в соответствии со статьей 27 190-ФЗ, и корректировку статьи 40, предусматривающую отчуждение таких пунктов захоронения в собственность Госкорпорации «Росатом» после проведения работ по их закрытию. Для эксплуатирующих организаций, на территории которых будут сооружены ПЗРО, также предлагается изменение оплаты захоронения РАО. Так при установлении тарифов будут учитываться затраты, осуществляемые Национальным оператором по обращению с РАО (далее – НО РАО) после закрытия пункта захоронения, в частности на проведение периодического радиационного контроля. В случае принятия данных предложений важны своевременное планирование деятельности по захоронению ОНРАО эксплуатирующими организациями, вошедшими в перечень [3], исключение данных объемов РАО из прогнозируемых объемов образования РАО и корректировка планов развития инфраструктуры захоронения НО РАО с увеличением сроков прогнозирования.

Уточнение формулировок статьи 12 190-ФЗ [1] в части требований к захоронению РАО обусловлено имеющейся правоприменительной практикой. Накопленный опыт проектирования ПЗРО, включая обоснование их безопасности, показал, что с точки зрения безопасности применение единых границ для всех долгоживущих радионуклидов необоснованно, так как они имеют принципиально разную радиологическую опасность. Действующие формулировки вводят чрезмерно жесткие критерии для некоторых характерных радионуклидов, что существенно удорожает стоимость захоронения РАО, содержащих указанные радионуклиды.

**Предлагаемые изменения Постановления Правительства №1069**

С момента принятия ПП 1069 [2] необходимость его корректировки уже неоднократно рассматривалась как в рамках НТС Госкорпорации «Росатом» [4], так и в ряде публикаций [5]. В отношении критериев отнесения РАО к особым и удаляемым ситуация предельно ясна, соответствующие предложения внесены в проект изменения ПП

1069. В рамках данного доклада подробнее рассмотрим текущие критерии классификации удаляемых РАО, а также проект предлагаемых Ростехнадзором изменений критериев классификации.

Один из наиболее ярких примеров необходимости корректировки текущих критериев классификации, продемонстрирован на рисунках 1-2. Согласно паспортным данным на партии РАО концерна Росэнергоатом[6], дозообразующими радионуклидами являются бета-излучающие радионуклиды с периодом полураспада не более 31 года. Анализ удельной активности РАО концерна Росэнергоатом, продемонстрированный на рис.2, показал, что значения удельной активности на два порядка ниже верхнего граничного значения для РАО 3 класса, а также смещение удельной активности в сторону меньших значений, в связи с чем подавляющее большинство РАО переходит из одного класса в другой за довольно короткий промежуток времени [6].

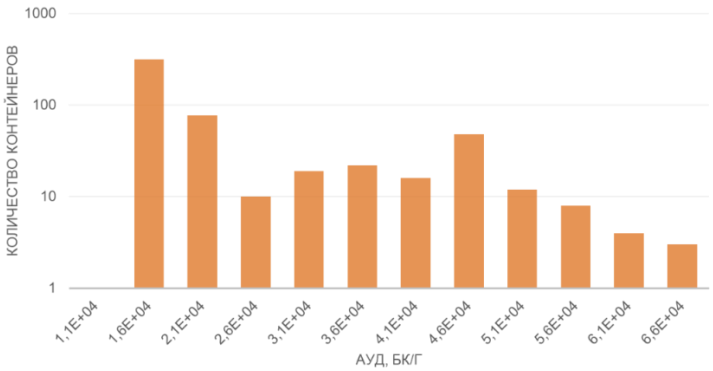



Рис. 1 Распределение удельной активности РАО АЭС по упаковкам

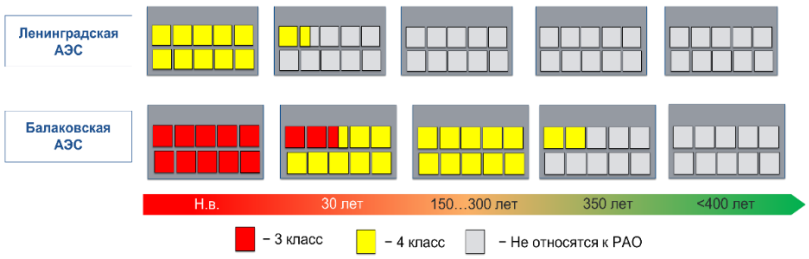



Рис. 2 Переход упаковок РАО из одного класса удаляемых РАО в другой в зависимости от времени.

На сегодняшний день Ростехнадзором разработаны предложения по внесению изменений в ПП 1069 [2] в части критериев классификации удаляемых РАО в целях захоронения (см. таблицу 1), которые направлены на корректировку выявленных в результате правоприменительной практики недостатков действующей классификации. Обеспечение однозначности отнесения РАО к тому или иному классу и определение содержания долгоживущих радионуклидов в РАО, допускающего размещение в

приповерхностных пунктах захоронения, видятся важными задачами по нормативно-правовому регулированию захоронения РАО.

Таб. 1 Предлагаемые критерии классификации РАО

| **Класс РАО** | **Описание класса** |
|---|---|
| Класс 1 | - ТРО (в том числе ОЗИИИ), не относящиеся к классам 3 и 4<br>- имеют значимое тепловыделение РАО (более 100 Вт/м$^3$)<br>- соответствуют критериям приемлемости для ПГЗРО |
| Класс 2 | - ТРО (в том числе ОЗИИИ), не относящиеся к классам 3 и 4<br>- отсутствует значимое тепловыделение (менее 100 Вт/м$^3$)<br>- соответствуют критериям приемлемости для ПГЗРО |
| Класс 3 | - ТРО, не относящиеся к классам 4 и 6<br>- удельная активность радионуклидов с периодом полураспада более 31 года не превышает $10^6$ Бк/г – для бета-излучающих радионуклидов и 4 000 Бк/г – для альфа-излучающих радионуклидов<br>- активность ОЗИИИ через 300 лет не превысит значения минимально значимой активности<br>- соответствуют критериям приемлемости для ППЗРО |
| Класс 4 | - не относятся к классу 6<br>- удельная активность в отходах радионуклидов с периодом полураспада более 31 года не превышает 10 000 Бк/г – для бета-излучающих радионуклидов и 400 Бк/г – для альфа-излучающих радионуклидов<br>- соответствуют критериям приемлемости для ППЗРО без кондиционирования |
| Класс 5 | - ЖРО, захораниваемые в ПГЗЖРО. |
| Класс 6 | - РАО, образующиеся при добыче и переработке урановых руд, при осуществлении видов деятельности по добыче и переработке минерального и органического сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов<br>- соответствуют критериям приемлемости для ППЗРО |

Представленный проект критериев классификации удаляемых РАО частично реализует признанный мировой практикой подход МАГАТЭ [7] – класс РАО определяется типом ПЗРО, в котором их можно захоронить, а также не накладываются ограничения на критерии приемлемости ПЗРО. Однако, в то же время, в рассматриваемых критериях классификации сохранена существующая структура ПЗРО и не предусмотрены ПЗРО на промежуточной (средней) глубине, что неизбежно приведет к включению в класс 3 РАО, значительно отличающихся по своим характеристикам и требованиям к захоронению. Например, в связи со «смягчением» критериев классификации к классу 3 удаляемых РАО, подлежащих захоронению в ППЗРО, будут отнесены и графитовые РАО ПУГР. Международный опыт [8], а также проведенное ИБРАЭ РАН исследование в рамках [9] демонстрируют безопасность захоронения данного типа РАО на глубине от 50 до 100 м. В связи с этим, нужно быть готовым дифференцировать конструкции ПЗРО.

**Планирование обращения с РАО от ВЭ**

Основной объем РАО, который будет передан на захоронение, будут составлять РАО от ВЭ, и в настоящий момент деятельность по планированию их захоронения осуществляется в соответствии с инвестиционной программой ФГУП «НО РАО» [10]. Тем не менее, данные, приведенные в различных источниках (отчет КИРО, проект, укрупненные оценки МСФО), чрезвычайно разнородны (см. таблицу 2), причем различия в оценках объемов РАО достигают порядки величин. Вдобавок ко всему, эти данные имеют значительные неопределенности, связанные как с трудностями при фактическом обследовании объектов при проведении КИРО, так и с их анализом при разработке технических решений по достижению конечного состояния и подготовке документов различного уровня (программа, проект). Однако по мере реализации мероприятий ФЦП ЯРБ-2 неопределенность данных в части объемов образования РАО будет снижаться, ввиду подготовки проектов, а также получения фактических данных по объемам образования РАО в результате уже выполненных работ. В этой связи необходимо проведение периодических оценок объемов отходов, образующихся в результате ВЭ, в рамках единой организации работ по захоронению РАО.

Таб.2 Планируемые объемы захоронения РАО, образовавшихся в результате вывода из эксплуатации корпуса 804 АЭХК

| Категория РАО | Класс | МСФО м$^3$ | Проект (захоронение), м$^3$ | ТЗ [11], м$^3$ |
|---|---|---|---|---|
| Металлические ТРО (ОНРАО) | 4 | 1756,67 | ~2385,0 | ~524 |
| ОНРАО | 4 | 2256,4 | ~65620,0 | ~5262,6 |
| НАО | 3 | | ~10026,0 | ~2254,4 |
| САО | 2 | | ~5859,0 | |

Основным источником исходных данных для оценки объемов РАО, образующихся от ВЭ, как правило, являются результаты радиационного обследования. Для радиационных обследований объектов наследия, выполненных к настоящему моменту, характерна различная детальность и отсутствие единого формата представления данных. К тому же зачастую проведение детального радиационного обследования затрудняется высокими радиационными полями и неудовлетворительным физическим состоянием обследуемого объекта.

Применение современных методов информатизации и цифровизации данных позволяют ликвидировать пробелы в документации и существенно повысить уровень достоверности исходных данных для планирования и проектирования работ по ВЭ. Одним

из способов решения проблем, связанных с нехваткой исходных данных по загрязнению выводимых из эксплуатации объектов, может являться совместное применение BIM-моделей и расчетных моделей, в том числе для поиска основного источника загрязнения. Расчетные методы оценки объемов РАО с использованием BIM-моделей основываются на учете предполагаемых технологий дезактивации, и разделение отходов на группы не в соответствии с формальными границами категорий по активности, а по границам, определяющим целесообразность применения той или иной цепочки обращения. Более подробно данная методика описана в [12]. Применение расчетных методов и BIM-моделей позволяет снизить степень консерватизма при интерпретации данных радиационного обследования, в том числе для восстановления недостающей информации при проведении оценки объемов образования и характеристик РАО, образующихся при ВЭ.

**Паспортизация**

К кондиционированным РАО, которые будут направлены на захоронение, предъявляются требования, определяемые критериями приемлемости, как общими (НП-093-14) [12], так и для конкретного ПЗРО (проект). В настоящий момент практика захоронения РАО от ВЭ не получила широкого распространения вследствие отсутствия достаточных мощностей ПЗРО. РАО от ВЭ размещаются, как правило, на временное хранение. К этой стадии обращения не предъявляется таких жестких требований по паспортизации как к захоронению, которые могли бы проверяться, например, в рамках инспекций Ростехнадзора. Это может привести к тому, что соответствующие недостатки будут обнаружены через достаточно длительное время после завершения работ по ВЭ и паспортизации РАО, что создаст неопределенности в вопросе принятия РАО на захоронение или их фактического захоронения (если такая документальная приемка РАО на захоронение уже состоялась).

Для разрешения сложившейся ситуации целесообразна разработка инструмента проверки правильности составления паспортов на упаковки РАО. В первую очередь, следует разработать электронные формы паспортов на упаковку, согласованные с НО РАО. Поскольку в настоящий момент формы заполняются вручную, то встречающиеся в ней ошибки, как правило, обусловлены человеческим фактором (рис.3). Предлагаемые электронные формы паспортизации также должны учитывать соответствие упаковки РАО общим (заполнение контейнеров и т.д.) и частным (радионуклидный состав) критериям приемлемости ПЗРО для исключения дальнейших проблем при принятии РАО на захоронение.

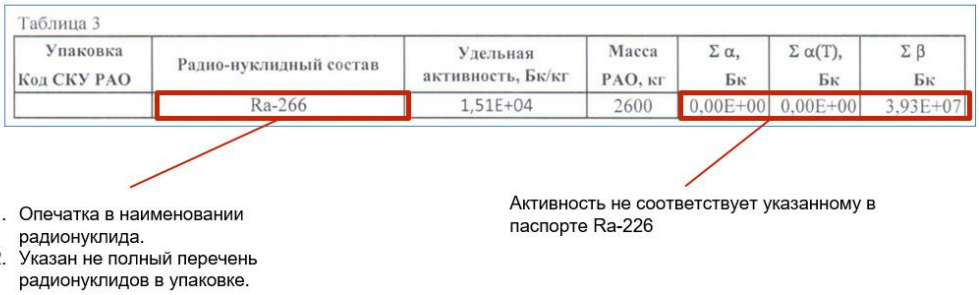



Рис. 3 Пример заполнения паспорта на упаковку РАО

Ожидаемые результаты

1) Внесение изменений в отношении установления права собственности на ПЗРО в статьи 9 и 40 190-ФЗ [1] позволит эксплуатирующим организациям воспользоваться возможностью создания ПЗРО для ОНРАО, которая предусмотрена статьей 27 190-ФЗ [1], тем самым создав дополнительные мощности по захоронению.

2) Уточнение формулировок частей 2-3 статьи 12 190-ФЗ [1] позволит избежать чрезмерно жестких критериев для некоторых характерных радионуклидов, и, как следствие, существенно снизит стоимость захоронения РАО, содержащих такие радионуклиды.

3) Предложенный Ростехнадзором проект критериев классификации удаляемых РАО представляет положительные подвижки в сторону «смягчения» критериев классификации, а также реализует подход МАГАТЭ [7] к определению классов РАО. В то же время ожидаются проблемные моменты применения данной классификации, связанные с отсутствием в ней ПЗРО на «средней» глубине.

4) В отношении повышения эффективности принимаемых решений стоит в первую очередь обратить внимание на необходимость проведения регулярной итерационной оценки объемов РАО от ВЭ, а также повышение качества оценки объемов РАО от ВЭ путем выполнения КИРО в цифровом формате с использованием BIM моделей.

5) В отношении оптимизации паспортизации РАО необходимо:

a. Согласовать с НО РАО требования к паспортизации.

b. Разработать инструмент проверки правильности составления паспортов на упаковки РАО от ВЭ (например, в виде программного продукта).

c. Установить перекрестную проверку требований для исключения ошибок заполнения паспортов на упаковку РАО.

Литература

1. Федеральный закон от 11 июля 2011 г. №190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

2. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».

3. Распоряжение Правительства Российской Федерации от 07.12.2015 № 2499-р «Об утверждении перечня организаций, в результате осуществления деятельности которых по добыче и переработке урановых руд образуются радиоактивные отходы, и организаций, эксплуатирующих особо радиационно опасные и ядерно опасные производства».

4. Самойлов А.А. «Об оптимизации классификации РАО для захоронения», на заседании секции «Экологическая и радиационная безопасность пунктов долговременного хранения, консервации и захоронения РАО» НТС № 10 Госкорпорации «Росатом», 12.04.2019.

5. Дорофеев А.Н., Линге И.И., Самойлов А.А., Шарафутдинов Р.Б. К вопросу финансово-экономического обоснования повышения эффективности нормативной базы ЕГС РАО / Радиоактивные отходы. 2017. № 1 (1). С. 24-33.

6. Александрова Т. А., Иванов А. Ю., Линге Ин. И., Лунов Д. М., Савельева Е. А., Самойлов А. А., Уткин В. Б. Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации с использованием информационных моделей // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 19—31. DOI:10.25283/2587-9707-2020-3-19-31.

7. Классификация радиоактивных отходов МАГАТЭ, Вена, 2014 STI/PUB/1419 ISBN 978–92–0–403514–8 ISSN 1020–5845.

8. GREVOZ, A., “Disposal options for low-level long lived waste in France”, Disposal of Low Activity Radioactive Waste (Proc. Int. Symp. Cordoba, Spain, 2004), IAEA, Vienna (2005).

9. Аннотационный отчет о Научно-исследовательской работе по государственному контракту от 19.02.2018 № Н.4д.241.20.18.1018 «Проведение расчетов в

отношении радиационных и экологических аспектов реализации мероприятий Программы и комплексная оценка состояния ядерной и радиационной безопасности. Этап 2018-2020 гг.». Этап 4 (промежуточный).

10. Инвестиционная программа ФГУП «Национальный оператор по обращению с радиоактивными отходами» на 2018-2035 годы и на период до 2040 года / Москва, 2017.

11. Техническое задание "Вывод из эксплуатации корпуса 4 (здание № 804) акционерного общества "Ангарский электролизный химический комбинат" (г. Ангарск, Иркутская область), обращение с радиоактивными отходами" в обеспечение мероприятия "Вывод из эксплуатации корпуса 2 (здание № 802) и корпуса 4 (здание № 804) акционерного общества "Ангарский электролизный химический комбинат" (г. Ангарск, Иркутская область)", 2017.

12. Александрова Т. А., Иванов А. Ю., Линге Ин. И., Лунов Д. М., Савельева Е. А., Самойлов А. А., Уткин В. Б. Оценка объемов образования РАО от вывода из эксплуатации с использованием информационных моделей // Радиоактивные отходы. 2020. № 3 (12). С. 19—31. DOI:10.25283/2587-9707-2020-3-19-31.

13. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Критерии приемлемости радиоактивных отходов для захоронения (НП-093-14)» / Утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 декабря 2014 г. N 572

# ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХИМИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ НОВЫХ БОРОСИЛИКАТНЫХ СТЕКОЛ, РАЗРАБАТЫВАЕМЫХ ДЛЯ ЭВАКУИРУЕМОГО ПЛАВИТЕЛЯ ОСТЕКЛОВЫВАНИЯ ВАО

*С.М. Шайдуллин*

*НИЯУ МИФИ , г. Москва*

Обоснование безопасности – одна из ключевых задач процесса проектирования и Одной из наиболее серьезных и трудно решаемых проблем развития ядерной энергетики является проблема изоляции от биосферы большого количества образующихся в результате деления ядер урана радионуклидов.

Известно, что свыше 99 % общей активности образующихся продуктов деления концентрируется в жидких ВАО. В качестве наиболее надежного и безопасного способа обезвреживания этих жидких ВАО в течение многих десятилетий признается остекловывание.

Боросиликатные стекла показывают, что они имеют уникальное сочетание характеристик, которые делают их почти идеальными для этого применения. Эти стекла демонстрируют свою способность растворять весь спектр ядерных отходов. Они могут сделать это при температурах на сотни градусов ниже тех, которые необходимы для изготовления аналогичных силикатных стекол, не содержащих бор. Например, температура расплава будет поддерживаться на уровне 1150 ℃, в то время как стекловидные базальты (аналогичные стекла, не содержащие бор) потребуют температуры плавления около 1350 °C. При такой высокой температуре ни один из летучих радионуклидов (например, Cs и Ru) не будет удерживаться в стекле. Кроме того, коррозионное воздействие расплава стекла на конструкционные материалы плавителей напрямую зависит от температуры, причем зависимость эта носит нелинейный характер.

В свете сказанного особую актуальность приобретают исследования в области уменьшения температуры варки боросиликатных стекол и изучения химической устойчивости полученных стекол.

В настоящей работе проведена разработка химически устойчивого состава боросиликатного стекла с достаточно низкой температурой варки, предназначенного для эвакуируемого малогабаритного плавителя дизайна ФГУП «ПО «Маяк», разрабатываемого для нового комплекса остекловывания [1].

В рамках данной работы были синтезированы составы боросиликатных стекол с различным содержанием оксида натрия и оксида бора, с добавлением оксидов лития и титана для получения химически устойчивых матриц. Установлено, что необходимая вязкость стекол (от 60 до 100 ДПа) лежит в диапазоне температур от 950 °С до 1100 °С. Это значимо ниже заявленной максимальной эксплуатационной температуры плавителя (1200 °С). При увеличении содержания щелочных оксидов (оксида натрия и оксида лития) температура варки снижается на 100 °С, а при уменьшении содержания оксида бора за счет увеличения содержания оксида кремния, наблюдается увеличение химической устойчивости.

## Эксплуатация печей остекловывания ВАО

| 1987-1988 | 1991-1997 | 2001-2006 | 2006-2010 | 2016 - 2020 | 2023 - … |
|---|---|---|---|---|---|
| февраль-февраль | январь-январь | июнь-февраль | декабрь-август | декабрь-декабрь | |
| **ЭП-500/2** | **ЭП-500/1-р** | **ЭП-500/3** | **ЭП-500/4** | **ЭП-500/5** | **ЭП-500/6** |
| 1 тыс. м³ ВАО | 11,5 тыс. м³ ВАО | 8 тыс. м³ ВАО | 8,1 тыс. м³ ВАО | 6,6 тыс. м³ ВАО | |
| 162 т стекла | 2200 т стекла | 1800 т стекла | 2040 т стекла | 1500 т стекла | |
| 4 млн. Ки | 282 млн. Ки | 175 млн. Ки | 182 млн. Ки | 167 млн. Ки | |

## Неэвакуируемая печь прямого электрического нагрева типа ЭП-500 для остекловывания ВАО

1 – сливные устройства; 2 – молибденовые электроды; 3 – переточное окно; 4 – питатели; 5 – свод; 6 – газоход; 7 – водоохлаждаемые токоподводы; 8 – бакоровая кладка; 9 – шамотная кладка

| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Расход исходного раствора, л/ч. | 400 |
| Производительность по стеклу, т/год. | 720 |
| Полный вес, т | 130 |
| Проектный срок эксплуатации, лет | 6 |
| Тип стекла | алюмо-фосфатное |
| Дозировка ВАО и флюса | жидкая |

## Проблема / Альтернативные решения

| | |
|---|---|
| **ПРОБЛЕМА** | • Возврат остеклованных ВАО после переработки ОЯТ зарубежных АЭС;<br>• Снижение удельного объема отвержденного стекла |
| **ПРОБЛЕМА** | • В РФ используется алюмофосфатная матрица;<br>• За рубежом имеет доминирующее значение боросиликатная матрица |
| **РЕШЕНИЕ** | • Создание нового плавителя на боросиликатном стекле для остекловывания ВАО после переработки ОЯТ зарубежных АЭС |

## Состав нового комплекса остекловывания – текущий вариант

# Эвакуируемый малогабаритный плавитель

1 – резервный газоход; 2 – площадка обслуживания; 3 – корпус плавителя; 4 – газоход; 5 – система охлаждения токоподводов; 6 – токоподводы; 7 – крышка плавителя

Крышка плавителя

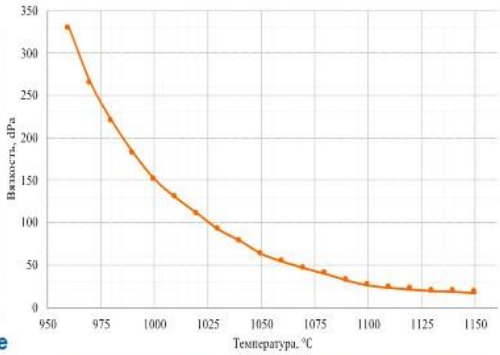
| Характеристика | Значение |
|---|---|
| Расход исходного раствора, л/ч | 12 |
| Производительность по стеклу, кг/ч | 6,8 |
| Слив стекломассы | периодический, порция 100 кг |
| Рабочий объем, $м^3$ | 0,4 |
| Тип стекла | боросиликатное |
| Срок эксплуатации, лет | 3-5 |
| Дозировка ВАО и флюса | жидкая-сухая |

7

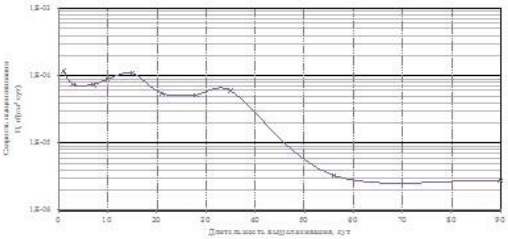
# Стартовый состав боросиликатного стекла

| Содержание компонентов, % | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|
| $B_2O_3$ | $Na_2O$ | MgO | $Al_2O_3$ | $SiO_2$ | CaO |
| 21,36 | 25,12 | 0,56 | 3,90 | 44,53 | 4,53 |

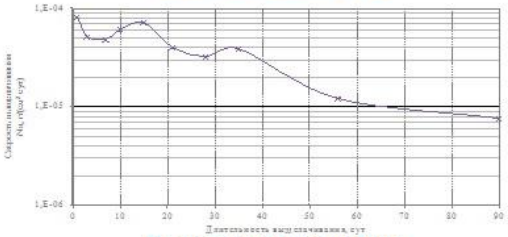
Боросиликатное стекло




Зависимость вязкости от температуры



Выщелачивание бора



Выщелачивание натрия

8

# Заключение

1. В результате создания нового многофункционального комплекса остекловывания будут решены следующие задачи:
   - Создание удаляемых плавителей с получением различных типов стекол;
   - Получение боросиликатного стекла с возможностью последующего возврата остеклованных отходов зарубежным поставщикам ОЯТ АЭС;
   - Вовлечение в переработку всей номенклатуры накопленных и проблемных текущих ВАО.

2. На сегодняшний день идет создание промышленного прототипа, доработанного с учетом проведенных испытаний. Переработана конструкция и материалы огнеупорной кладки печи, узлы подачи стеклофриты и растворов, отдельные элементы систем охлаждения, сливного устройства, контроля уровня расплава и температуры.

3. Продолжена разработка состава стекломатрицы с пониженной температурой варки с целью обеспечения ее химической устойчивости требованиям нормативных документов.

9

# ДЕЗАКТИВАЦИЯ ГРУНТА, ЗАГРЯЗНЕННОГО ПРОЛИВАМИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ РАСТВОРОВ НА УРАНОВЫХ МЕСТОРОЖДЕНИЯХ ПОДЗЕМНОГО СКВАЖИННОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА ЮЖНОГО КАЗАХСТАНА

*Е.Н Панова, Ю.Г. Перменев, П.А. Блынский, Е.А. Петрова, А.Ж. Балтабаев, Е.О. Тлеукенов*

*АО «НАК «Казатомпром» ТОО «Институт высоких технологий», Алматы*

При добыче урана методом подземного скважинного выщелачивания (ПСВ) 95 % от общей массы твердых радиоактивных отходов составляет грунт, загрязненный радионуклидами в результате проливов технологических растворов, как при проведении плановых ремонтно-восстановительных работ, так и при аварийных нарушениях герметичности трубопроводов. Согласно статистическим данным, на предприятиях ПСВ на 1 т добытого урана в среднем образуется порядка 100 кг загрязненного грунта.

Были проведены опыты по исследованию и очистке загрязненного грунта, изъятого с территории одного из рудников ПСВ Южного Казахстана.

Одной из особенностей радиоактивных грунтов является неравномерное распределение частиц, обладающих радиоактивностью. Кроме того, присутствуют так называемые горячие частицы, обладающие повышенной активностью и малыми размерами. В результате этого пробы радиоактивных грунтов плохо поддаются усреднению.

В процессе пробоподготовки материал для проб был просеян через сито с ячейкой 2 мм и усреднен методом кольцо-конус.

Усреднение проводилось на столе с гладкой поверхностью. Материал пробы первоначально был разложен в кольцо и затем пересыпался в кучу конической формы. При этом для уменьшения влияния сегрегации необходимо забирать весь материал в каждом пункте кольца целыми секторами, включающими как крупный, так и мелкий материал. После того как материал собран в конус, его разворачивали при помощи доски, вдавливая ее в вершину и вращая вокруг оси конуса до образования плоского диска. Полученный диск снова пересыпали в кольцо и повторяли процесс перемешивания указанным способом три раза. С целью соблюдения техники безопасности, учитывая

радиоактивность грунта, процесс усреднения проводился под вытяжкой с использованием СИЗ (рисунок 1).

Рисунок 1 – Усреднение методом кольцо-конус

Эксперименты по очистке грунта в лабораторном масштабе проводили с использованием растворов серной кислоты и гидрокарбоната натрия, а также с добавлением перекиси водорода и нитрата аммония в качестве окислителя. Основным реагентом для дальнейшей дезактивации в укрупненном масштабе выбрана серная кислота, как показавшая достаточную эффективность. Серная кислота также является основным выщелачивающим реагентом при добыче урана, что облегчает дальнейшую утилизацию полученных растворов.

Эксперимент по чановому (агитационному) выщелачиванию выполняли с использованием лабораторного смесителя, который позволяет провести опыт с различным соотношением Ж:Т.

Рисунок 2 – Лабораторный смеситель

Использовали навески грунта по 2 кг и необходимый объем раствора серной кислоты. Учитывая, что радионуклиды плохо усредняются, большие навески позволяют получить более точные результаты. Смесь периодически перемешивалась в течение 6 часов. Через сутки жидкость удалялась декантацией, и заливалась свежая порция элюента. После двух стадий обработки раствором серной кислоты оставшийся грунт промывался водой в количестве 4 л в течение 30 мин. На радиометрический анализ были отправлены пробы исходного грунта, а также после первой и второй стадии выщелачивания и промывки водой.

При смене емкостей неподвижные смесительные лопасти вытаскивались из жидкости, омывались минимальным количеством дистиллированный воды. После извлечения из емкости, они отмывались и после этого погружались в следующую емкость (рисунок 3).

Рисунок 3 – Рамка с неподвижными смесительными лопастями

Содержание урана в исходном грунте (2 кг) согласно анализу методом РФА составляет 0,0011 %, в пересчете это составляет 22 мг

В качестве критерия качества очистки грунта используется коэффициент дезактивации. Расчет делается согласно ГОСТ 12.4.269-2014. Коэффициент дезактивации материала для каждой элементарной пробы определяется отношением уровней начального радиоактивного загрязнения элементарной пробы до дезактивации и остаточного радиоактивного загрязнения после дезактивации.

$$КД_j = \frac{Q_{j\text{Н}}}{Q_{j\text{О}}}$$

Таблица 1 – Значения α, β-активности, коэффициента дезактивации, степени извлечения урана в зависимости от Ж:Т

| Ж:Т | α-активность, Бк/кг | | β-активность, Бк/кг | | Коэффициент дезактивации | | Степень извлечения U | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | До | После | До | После | α-излучение | β-излучение | I стадия | II стадия | Σ |
| 1:1 | 13410 | 4923 | 3245 | 1612 | 3 | 2 | 8 | 26 | 34 |
| 1:1 | 19077 | 6000 | 3304 | 1699 | 3 | 2 | 6 | 24 | 30 |
| 2:1 | 15974 | 6692 | 3100 | 1706 | 2 | 2 | 44 | 39 | 86 |
| 2:1 | 15103 | 6846 | 2984 | 1690 | 2 | 2 | 35 | 38 | 73 |
| 5:1 | 15103 | 4103 | 3278 | 1387 | 4 | 2 | 28 | 7 | 35 |
| 5:1 | 15692 | 4487 | 2933 | 1600 | 3 | 2 | 41 | 8 | 49 |

Для метода чанового выщелачивания получены наилучшие результаты по дезактивации грунта при двухстадийной обработке при Ж:Т = 5:1, коэффициент

дезактивации равен 4. По извлечению урана лучшие результаты достигаются при Ж:Т=2:1, извлечение урана при двухстадийной обработке равно 86%.

Для изучения процесса дезактивации методом кучного выщелачивания выбрана конструкция лабораторной установки по схеме, предложенной Татауровым С.Б. [2] Установка была модернизирована в соответствии с задачами и с особенностями грунта. Установка в собранном состоянии изображена на рисунке 4.

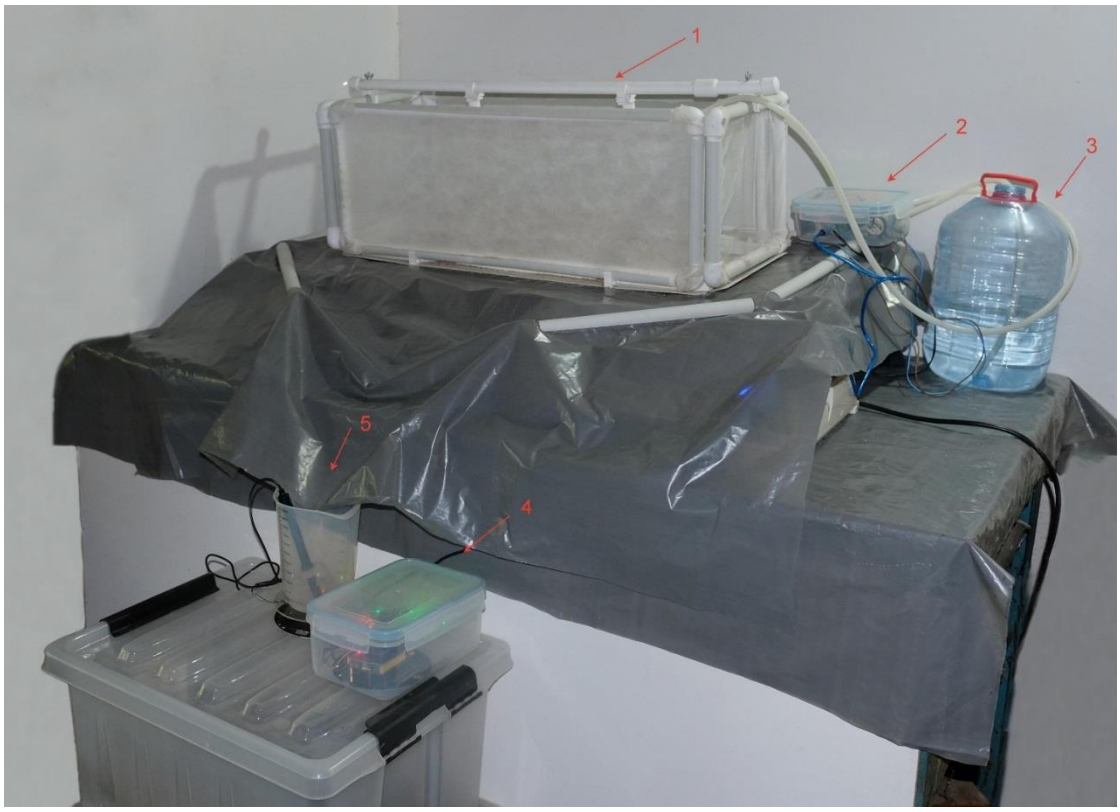



Рисунок 4 – Лабораторная установка для изучения технологических параметров кучного выщелачивания

1 – рамочная конструкция, ограничивающая кучу с системой орошения; 2 – насос; 3 – емкость с раствором $H_2SO_4$; 4 – регистратор на базе Arduino; 5 – приемная емкость для промывочных растворов с pH-электродом.

Сток промывных вод обеспечивается наклоном основания кучи на угол от 2 до 7° и полиэтиленовой подложкой в нижней части поддона. Угол наклона подбирается экспериментальным путем и может регулироваться в достаточно больших пределах. Угол наклона контролируется уклономером. Грунт равномерно смачивается элюирующими растворами из системы орошения. Промывные воды после просачивания через грунт собираются в приёмники растворов. Рамки из инертных труб с натянутой на них сеткой из инертного материала предотвращают сползание грунта по наклонному основанию в ходе промывки.

Подача раствора в систему орошения осуществляется насосом, выполненным из инертных материалов. Работа насоса регулируется модулем на базе Arduino. Это позволяет автоматизировать управление насосом, например, производить орошение по графику в необходимом объеме. К модулю подключен датчик влажности грунта, изготовленный из нержавеющей стали.

Кроме того, модуль насоса включает Data Logging shield, с помощью которого ведется запись значений в файл каждые 30 секунд, файл логов содержит значения текущего времени, показателей влажности грунта и отмечаются моменты запуска насоса.

В процессе орошения раствор проходит через грунт и скапливается в приемной емкости. Емкость стоит на датчике веса, что позволяет фиксировать зависимость выхода промывных растворов от времени (рисунок 5). Датчик веса был откалиброван с использованием стандартных гирь на 50 и 100 г. Также в емкости находится pH-электрод. Датчики подключены к регистратору на базе Arduino.

Для эксперимента было использовано 12,6 кг грунта. Через него было пролито 34,8 л 3% раствора серной кислоты. Промывные растворы отбирали с периодичностью 1 раз в 24 часа.

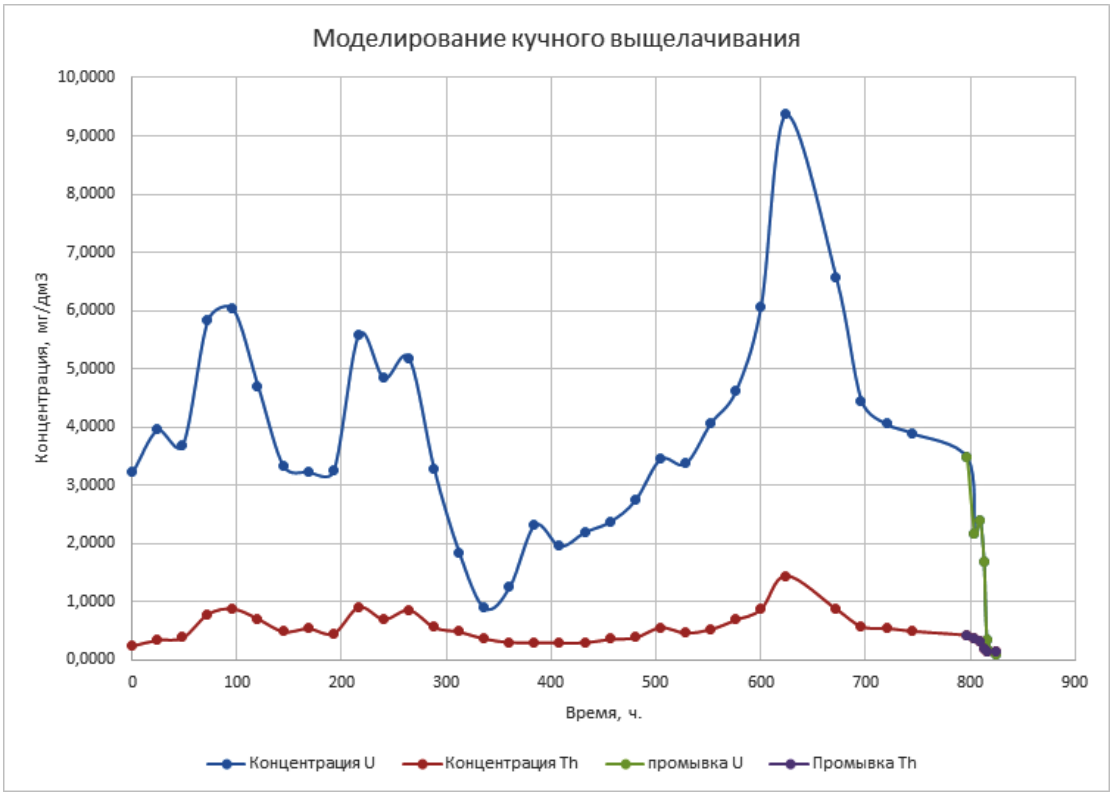



Рисунок 5 – Концентрация U, Th в промывных растворах.

Суммируя количество извлеченного урана, получаем массу 64,55 мг. Исходная масса грунта в колонке – 12600 г. Содержание урана в исходном грунте согласно анализу методом РФА составляет 0,0011 %, в пересчете это составляет 138,6 мг. Таким образом степень извлечения урана – 46,57%. Что согласуется с тем, что по выходным растворам соотношение Ж:Т дошло до 1,4:1.

Среднее значение α-активности грунта после проведения очистки методами чанового и кучного выщелачивания составило менее 10 кБк/кг, что, согласно нормативным документам Республики Казахстан, позволяет вывести очищенный грунт из категории «низкорадиоактивных отходов»

Проведенные эксперименты позволяют сделать предварительный вывод о большей экономической эффективности применения кучного выщелачивания по сравнению чановым, особенно в случае переработки большого объема загрязненного грунта (тысячи тонн).

Литература

1. Павлоцкая Ф.И. Миграция радиоактивных продуктов глобальных выпадений в почвах. – М.: Атомиздат. – 1974. – 216 с.

2. Трансформация и переработка золотосодержащего сырья в криолитозоне / С. Б. Татауров. М.: Горная кн., 2008. - 317 с.

# ПОДБОР УСЛОВИЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ТВЕРДЫХ НИЗКОРАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПРЕДПРИЯТИЙ ПОДЗЕМНОГО СКВАЖИННОГО ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ УРАНА АО «НАК «КАЗАТОМПРОМ»

*Е.Н Панова[1], Ю.Г. Перменев[1], П.А. Блынский[1], С.К. Кайрамбаев[2], М.М. Искаков[2]*

*[1]ТОО «Институт высоких технологий», г. Алматы*

*[2]АО «НАК «Казатомпром», г. Нур-Султан*

В настоящее время актуализируются Планы ликвидации рудников подземного скважинного выщелачивания (ПСВ) урана АО «НАК «Казатомпром». Масштабные ликвидационные работы, включающие в себя демонтаж скважин, трубопроводов, наземного перерабатывающего комплекса, рекультивацию почв, планируется проводить в 2025–2032 гг. В ходе ликвидации прогнозируется образование большого объема твердых низкорадиоактивных отходов (ТРО).

Основными видами ТРО, образующимися в процессе ликвидации рудников ПСВ урана, являются загрязненный грунт, трубы из полиэтилена низкого давления (ПНД), металлические и железобетонные конструкции. Основной вклад (почти 90 %) в суммарное альфа- и бета-излучение ТРО вносят изотопы радионуклидов U и Th.

Были проведены эксперименты по дезактивации образцов бетона, металлолома нержавеющей стали и труб ПНД с использованием четырех видов дезактивирующих растворов, в состав которых входили: соль углеаммонийная, щавелевая кислота, поваренная соль, карбонат натрия (технический) и обычный стиральный порошок (35 % ПАВ).

Измерение поверхностного радиоактивного загрязнения проводилось на радиометре-дозиметре РКС-01-СОЛО (рисунок 1). К блоку управления радиометра-дозиметра РКС-01-СОЛО подключали детекторы разного вида радиоактивного излучения (альфа, бета, гамма). Перед каждым замером определялся радиационный фон.

а)

б)

Рисунок 1 – а) Внешний вид отобранных проб ТРО и б) проведение измерения поверхностного радиоактивного загрязнения

В таблицах 1-3 приведены результаты измерения уровня поверхностного радиоактивного загрязнения твердых отходов до дезактивации в трех параллелях. Замеры проводились для определения плотности потока альфа, бета-излучения и мощности дозы гамма-излучения в единицах измерения част/(см$^2$×мин) и мкЗв/час, соответственно.

Таблица 1 – Уровень поверхностного радиоактивного загрязнения твердых отходов до проведения дезактивационных работ (альфа-излучающие радионуклиды, част/(см$^2$×мин))

| № | Фон | 1-Б | 1-Ж | 1-П | 2-Б | 2-Ж | 2-П | 3-Б | 3-Ж | 3-П | 4-Б |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 0 | 1,46 | 7,35 | 2,70 | 1,19 | 4,27 | 3,60 | 4,52 | 5,88 | 1,75 | 1,81 |
| 2 | 0 | 1,55 | 6,46 | 1,82 | 1,15 | 5,40 | 3,61 | 3,35 | 5,65 | 2,36 | 1,80 |
| 3 | 0 | 1,10 | 3,60 | 3,60 | 1,16 | 3,31 | 2,70 | 5,76 | 6,50 | 3,58 | 2,70 |
| Среднее | 0 | 1,37 | 5,80 | 2,71 | 1,17 | 4,33 | 3,30 | 4,54 | 6,01 | 2,56 | 2,10 |

**Расшифровка проб (Б - бетон, Ж - металлические отходы, П - ПНД).*

Таблица 2 – Уровень поверхностного радиоактивного загрязнения твердых отходов до проведения дезактивационных работ (бета-излучающие радионуклиды, част/(см$^2$×мин))

| № | Фон | 1-Б | 1-Ж | 1-П | 2-Б | 2-Ж | 2-П | 3-Б | 3-Ж | 3-П | 4-Б |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 10,96 | 14,94 | 116,91 | 922,07 | 18,46 | 79,99 | 612,66 | 156,46 | 73,84 | 284,80 | 185,47 |
| 2 | 10,96 | 13,19 | 118,67 | 877,24 | 14,06 | 102,84 | 707,60 | 170,53 | 68,56 | 290,95 | 159,98 |
| 3 | 10,96 | 13,19 | 123,94 | 886,03 | 14,94 | 90,54 | 714,63 | 152,95 | 72,08 | 292,71 | 174,04 |

| | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Среднее | 10,96 | 13,77 | 119,84 | 895,12 | 15,82 | 91,12 | 678,30 | 159,98 | 71,49 | 289,48 | 173,16 |

Таблица 3 – Мощность дозы гамма-излучения твердых отходов до проведения дезактивационных работ (мкЗв/час)

| № | Фон | 1-Б | 1-Ж | 1-П | 2-Б | 2-Ж | 2-П | 3-Б | 3-Ж | 3-П | 4-Б |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | 0,12 | 0,14 | 0,14 | 0,22 | 0,13 | 0,15 | 0,18 | 0,16 | 0,15 | 0,16 | 0,16 |
| 2 | 0,13 | 0,15 | 0,13 | 0,18 | 0,14 | 0,15 | 0,19 | 0,16 | 0,15 | 0,15 | 0,16 |
| 3 | 0,13 | 0,15 | 0,14 | 0,16 | 0,15 | 0,16 | 0,19 | 0,16 | 0,15 | 0,16 | 0,20 |
| Среднее | 0,12 | 0,14 | 0,13 | 0,19 | 0,14 | 0,15 | 0,19 | 0,16 | 0,15 | 0,15 | 0,17 |

Состав дезактивирующих растворов был подобран согласно имеющей практике дезактивации на урандобывающих рудниках Республики Казахстан. Были выбраны четыре основные состава дезактивирующих растворов для различных материалов, в состав которых входили: соль углеаммонийная, щавелевая кислота, поваренная соль и обычный стиральный порошок. К углеаммонийным солям относят $(NH_4)_2CO_3$.

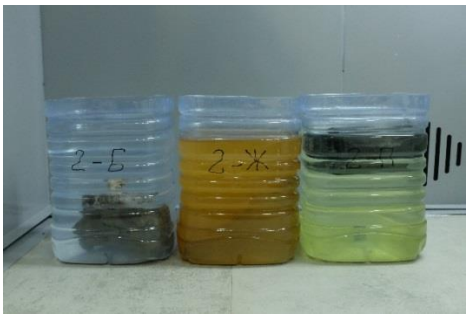
Приготовление растворов проходило в вытяжных шкафах при комнатной температуре. Реагенты хорошо растворялись в дистиллированной воде. Состав и концентрации приготовленных растворов указаны в таблице 4.

Таблица 4 – Составы растворов для дезактивации

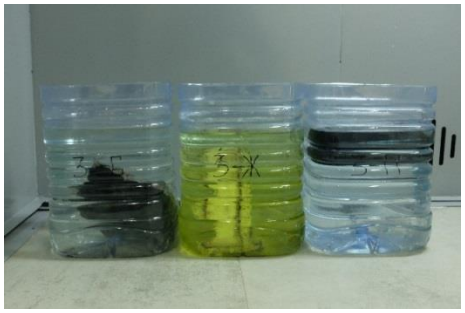
| № п/п | Название реагента | Масса на 1 л воды |
|---|---|---|
| 1 | Соль углеаммонийная | 20 г |
| | Стиральный порошок | 3 г |
| 2 | Соль углеаммонийная | 20 г |
| | Щавелевая кислота | 5 г |
| | Поваренная соль | 10 г |
| 3 | Щавелевая кислота | 15 г |
| 4 | Карбонат натрия (технический) | 53 г |

Процесс дезактивации ТРО проходил в два этапа: вымачивание образцов (объем раствора составлял 4 л) и чистка щеткой (крацевание) после вымачивания. Первый этап дезактивации ТРО проводился путем вымачивания при комнатной температуре в течение 24 часов. Внешний вид проб ТРО после вымачивания в дезактивирующих растворах в течение 1 часа приведен на рисунке 2. Из рисунка 2 видно, что растворы приобретаются светло-желтый, желтый и оранжевый цвет после 1 часа вымачивания, что свидетельствует о хорошем растворении радиоактивных осадков ТРО.

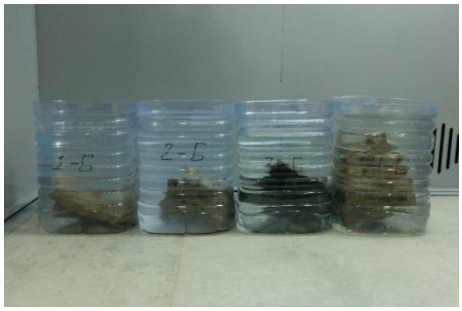
а)




б)




в)




г)

д)

Рисунок 2 – Внешний вид проб ТРО после вымачивания в дезактивирующих растворах в течение 1 часа:

а) при использовании раствора №1

б) при использовании раствора №2

в) при использовании раствора №3

г) при использовании 4 видов растворов для бетона

д) образцы растворов после фильтрования

Далее образцы ТРО промывали технической водой, сушили в вытяжном шкафу при комнатной температуре и проводили измерение поверхностного радиоактивного загрязнения.

Внешний вид отобранных проб ТРО до и после дезактивации приведен на рисунке 3

а) б)

Рисунок 3 – Внешний вид отобранных проб ТРО а) до и б) после дезактивации

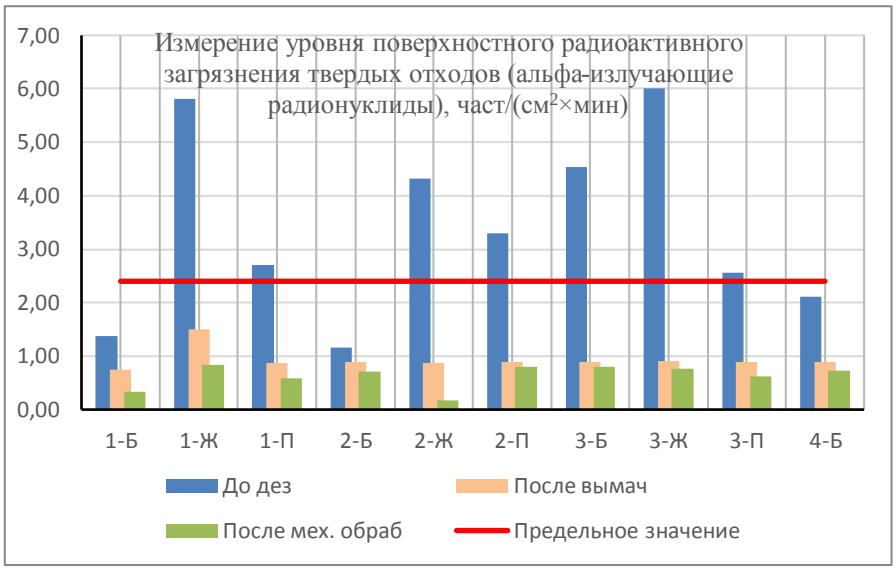
Оценка степени радиоактивного загрязнения металлолома осуществляется в зоне максимального показания поискового радиометра или дозиметра. Партия металлолома или часть партии (отдельные изделия) считаются радиоактивно загрязненными согласно Санитарным правилам «Санитарно-эпидемиологические требования к радиационно-опасным объектам» (Приказ и.о. Министра национальной экономики Республики Казахстан от 27 марта 2015 года № 260), если:

1) МЭД гамма-излучения от поверхности лома превышает 0,2 мкЗв/ч над естественным радиационным фоном местности;

2) плотность альфа излучения, более 0,04 Бк/см²;

3) плотность потока бета излучения, более 0,4 Бк/см².

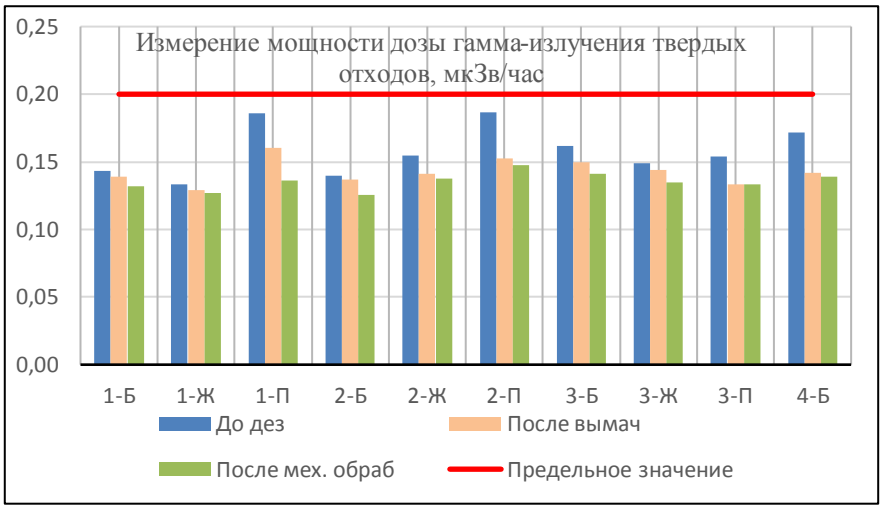
На рисунке 4 показан график изменения уровня радиоактивного загрязнения до и после дезактивации по альфа-, бета- и гамма-излучениям. Из рисунка 4 видно, что превышение уровня радиоактивного загрязнения по гамма-излучению не обнаружено. Графики 4 а, б визуально показывают эффективность дезактивации по снижению уровня радиации по альфа- и бета-излучениям.


Измерение уровня поверхностного радиоактивного загрязнения твердых отходов (альфа-излучающие радионуклиды), част/(см²×мин)
7,00
6,00
5,00
4,00
3,00
2,00
1,00
0,00
1-Б
1-Ж
1-П
2-Б
2-Ж
2-П
3-Б
3-Ж
3-П
4-Б
До дез
После вымач
После мех. обраб
Предельное значение

а)

Измерение уровня поверхностного радиоактивного загрязнения твердых отходов (бета-излучающие радионуклиды), част/(см²×мин)
900,00
600,00
300,00
0,00
1-Б
1-Ж
1-П
2-Б
2-Ж
2-П
3-Б
3-Ж
3-П
4-Б
До дез
После вымач
После мех.обраб
Предельное значение

б)




в)

Рисунок 4 – График изменения уровня радиоактивного загрязнения до и после дезактивации а) для альфа-излучения, б) для бета-излучения, в) для гамма-излучения

Для подбора дезактивирующих растворов и сравнения их эффективности был проведен ряд экспериментов по определению содержания радионуклидов в растворе после дезактивации и степени очистки материала. Расчет делается согласно ГОСТ 12.4.269-2014. Коэффициент дезактивации материала для каждой элементарной пробы определяется отношением уровней начального радиоактивного загрязнения элементарной пробы до дезактивации и остаточного радиоактивного загрязнения после дезактивации.

$$КД_j = \frac{Q_{j\text{Н}}}{Q_{j0}}$$

где $Q_{j\text{Н}}$ и $Q_{j0}$ – удельная активность объекта до и после дезактивации. Коэффициенты дезактивации растворов после вымачивания приведены в таблицах 5 и 6.

Таблица 5 – Коэффициенты дезактивации ТРО после вымачивания

| № п/п | $К_д$ Бетон | $К_д$ Железо | $К_д$ ПНД |
|---|---|---|---|
| 1 | α–1,83<br>β–2,68<br>γ–1,10 | α–3,86<br>β–1,21<br>γ–1,24 | α–3,12<br>β–19,60<br>γ–1,60 |
| 2 | α–1,32<br>β–1,84<br>γ–1,00 | α–4,95<br>β–2,12<br>γ–1,54 | α–3,68<br>β–13,32<br>γ–2,02 |
| 3 | α–5,12 | α–6,65<br>β–13,77 | α–2,90 |

| | | | |
|---|---|---|---|
| | β–1,20<br>γ–1,33 | γ–1,11 | β–23,19<br>γ–2,53 |
| 4 | α–2,35<br>β–1,52<br>γ–2,32 | – | – |

Таблица 6 – Коэффициенты дезактивации ТРО после крацевания

| № п/п | $К_д$<br>Бетон | $К_д$<br>Железо | $К_д$<br>ПНД |
|---|---|---|---|
| 1 | α–4,03<br>β–3,21<br>γ–1,83 | α–6,96<br>β–1,39<br>γ–1,86 | α–4,56<br>β–24,18<br>γ–4,23 |
| 2 | α–1,66<br>β–2,23<br>γ–4,00 | α–26,49<br>β–3,12<br>γ–1,87 | α–4,16<br>β–28,90<br>γ–2,39 |
| 3 | α–5,70<br>β–2,06<br>γ–1,90 | α–7,84<br>β–28,64<br>γ–1,89 | α–4,16<br>β–38,33<br>γ–2,53 |
| 4 | α–2,86<br>β–1,77<br>γ–2,73 | – | – |

При дезактивации полиэтиленовых и металлических ТРО наибольшую эффективность показал раствор щавелевой кислоты. Коэффициенты дезактивации с его применением равны для ПНД по альфа-активности 2,90, по бета-активности 23,19, по МЭД гамма-излучения 2,53; для металла по альфа-активности 6,65, по бета-активности 13,77, по МЭД гамма-излучения 1,11. Для бетона все используемые растворы показали близкие значения по коэффициентам дезактивации.

Проведение операции крацевания ТРО после обработки растворами позволяет дополнительно повысить эффективность дезактивации по альфа- и бета-активности на 30-40%. МЭД гамма излучения после крацевания снижается незначительно.

Содержание урана в растворах после дезактивации варьируется в широких пределах от 70 мкг до 200 мг/л. Это связано с тем, что фрагменты труб содержат на внутренний поверхности слой желтого осадка соединений урана. Очевидно, перед

дезактивацией специальными растворами трубы должны быть предварительно промыты технической водой.

В результате экспериментов для всех исследуемых образцов ТРО были достигнуты значения МЭД гамма излучения и альфа-активности, не превышающие нормативные требования. По бета-излучению для наиболее активных образцов требуется проведение дополнительной дезактивации.

Проведение дезактивации с помощью реагентов и дополнительного крацевания является эффективным методом дезактивации низко и среднеактивных ТРО, загрязненных естественными радионуклидами, однако приводит к дополнительному образованию жидких радиоактивных отходов. Решением данной проблемы может быть радиометрический контроль дезактивирующих растворов и возврат их на повторное использование.

# РЕЗУЛЬТАТЫ ПОЛУПРОМЫШЛЕННЫХ ИСПЫТАНИЙ МАЛОРЕАГЕНТНОЙ МЕХАНОХИМИЧЕСКОЙ ТЕХНОЛОГИИ ДЕЗАКТИВАЦИИ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ДО УРОВНЯ ВЫВОДА ИЗ-ПОД РАДИАЦИОННОГО НАДЗОРА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СУПРАМОЛЕКУЛЯРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ

*В.А. Максимец, Р.В. Максимец*

*ООО «НПК «БИОЭКОПРОМ-Вятка», г. Киров,*

Современные технологии дезактивации достигли своего технологического предела, но не выполнили основного назначения. Коэффициент дезактивации ($К_д$) основного ассортимента металлических радиоактивных отходов (МРАО), образующихся при дефрагментации оборудования АЭС, составляет не более 50-100 единиц. В большей степени это относится к легкосмываемым нефиксированным радиоактивным отложениям и не относится к сильнофиксированным магнетитным отложениям на внутренних поверхностях контуров охлаждения реактора и фрагментированных МРАО.

Это не только не достаточно для вывода основной массы МРАО из-под радиационного надзора (РН), но и практически не влияет на их классификацию по радиоактивности, не переводит в более низкую группу и не влияет на порядок и безопасность обращения и стоимость захоронения.

Концепция вывода из эксплуатации ОИАЭ предусматривает дезактивацию контуров реакторов АЭС после выгрузки ядерного топлива и перед их фрагментацией; а также дезактивацию РАО (накопленных и образующихся). В связи с отсутствием эффективных методов дезактивации, на практике порядок обращения с МРАО и иными ТРО предусматривает их долгосрочное захоронение.

Для вывода МРАО из- под РН требуется достижения уровней дезактивации 1000-10000 единиц и более, в том числе для удаления фиксированных диффузных магнетитных отложений внутри контуров охлаждения. Требуемый уровень дезактивации на порядки превосходит достигнутый уровень развития современных технологий.

В настоящее время разработан ассортимент новых средств и технологии безразборной дезактивации систем и крупногабаритного оборудования с сильнофиксированными радиоактивными отложениями, а также дезактивации

фрагментированных МРАО и иных ТРО (полимеры, бетон и др.) до уровней радиоактивности, приемлемых для вывода из-под РН. Препараты и технологии основаны на применении принципов новых междисциплинарных разделов науки и новых синтетических органических супрамолекулярных соединений, генерирующих селективное автокаталитическое физико-химическое разрушение и отделение диффузных магнетитных и иных сильнофиксированных радиоактивных отложений на металле. Разработки основаны на результатах многолетних фундаментальных и прикладных исследований по прикладной микробиологии и биотехнологии и создания ферментоподобных биомиметиков - средств борьбы с возбудителями особо опасных инфекций (векторных дезинфектантов и биоцидов).

Проведена дезактивация образцов МРАО с высоким уровнем сильнофиксированных диффузных магнетитных радиоактивных отложений, а также МРАО со скрытыми полостями локализации радиоактивности – вырезок трубопроводов, задвижек и вентилей контура охлаждения реакторов ВВЭР-440. Для испытаний сотрудниками АЭС отбирались образцы с повышенными уровнями радиоактивности (50 образцов уровня САО с общей массой 551 кг).

Дезактивация проводилась без предварительной механической очистки и без использования дополнительных воздействий (электрохимического, ультразвука, нагревания и др.) с применением 5-10% водных экспериментальных растворов препаратов с различной 3D-мерной конфигурацией супрамолекулярных частиц и уровнем полидентантности. Объемное соотношение МРАО и рабочих растворов составляло в среднем 1:1. Для испытаний использована емкость из нержавеющей стали объемом 1 м$^3$, снабженная крышкой с воздуховодом и фильтрами очистки отходящих газов.

В результате дезактивации получены образцы металла с фоновыми (для зоны контролируемого доступа АЭС) значениями радиоактивности для всех МРАО ($К_д$=1500-4000 (β-частицы), Кд=350-600 (γ-излучение). Суммарная масса металла, выведенного из-под РН, составила 545 кг (более 99% от исходного состояния). Время дезактивации составило 30-40 минут, при этом время основной активной фазы самопроизвольной автокаталитической реакции составило 3-5 минут.

Общее солесодержание вторичных ЖРО по сравнению с контрольными растворами неорганических кислот (10% азотной кислоты) уменьшено в 30-50 раз. Результаты испытаний представлены в таблице.

Таблица – Результаты измерений исходного и конечного уровня радиоактивности тестов МРАО (первый контур охлаждения реактора ВВЭР-440) при дезактивации 5-10%-ными водными растворами супрамолекулярных дезактивирующих средств

| Гамма-излучение, мЗв/ч | | | Поверхностное радиоактивное загрязнение, частиц/см$^2$. мин | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | Суммарное | | | Слабофиксированное (смывы) | | | Сильно фиксированное | | |
| До | После | КД | До | После | КД | До | После | КД | До | После | КД |
| 70 | 0,3 | 233 | 72 800 | <30 | 2 426 | 6 689 | <5 | 1 337 | 66 111 | <30 | 2 203 |
| 16 | 0,3 | 53 | 13 000 | <30 | 433 | 1 325 | <5 | 265 | 11 675 | <30 | 389 |
| 160 | 0,3 | 533 | 46 800 | <12 | 3 900 | 7 271 | <5 | 1 454 | 39 529 | <12 | 3 294 |
| 56 | 0,3 | 186 | 16 640 | <12 | 1 386 | 1 832 | <5 | 366 | 14 808 | <12 | 1 234 |
| 15 | 0,3 | 50 | 2 860 | <12 | 238 | 2 278 | <5 | 455 | 582 | <12 | 48 |
| 28 | 0,3 | 93 | 33 800 | <12 | 2 816 | 6 660 | <5 | 1 332 | 27 140 | <12 | 2 261 |
| 25 | 0,3 | 83 | 8 580 | <12 | 715 | 1 051 | <5 | 210 | 7 529 | <12 | 627 |
| 7 | 0,3 | 25 | 2 860 | <30 | 95 | 1 046 | <5 | 209 | 1 814 | <30 | 60 |
| 6 | 0,3 | 21 | 5 720 | <12 | 476 | 819 | <5 | 163 | 4 901 | <12 | 408 |
| 8 | 0,3 | 26 | 1 560 | <12 | 130 | 1 123 | <5 | 224 | 437 | <12 | 36 |
| 6 | 0,3 | 21 | 9 100 | <12 | 758 | 1 020 | <5 | 204 | 8 080 | <12 | 673 |
| 155 | 0,3 | 516 | 70 200 | <30 | 2 340 | 6 383 | <5 | 1 276 | 63 817 | <30 | 2 127 |
| 50 | 0,3 | 166 | 52 000 | <12 | 4 333 | 5 008 | <5 | 1 001 | 46 992 | <12 | 3 916 |
| 180 | 0,3 | 600 | 2 340 | <12 | 195 | 1 087 | <5 | 217 | 1 253 | <12 | 104 |
| 180 | 0,3 | 600 | 83 200 | <30 | 2 773 | 6 573 | <5 | 1 314 | 76 627 | <30 | 2 554 |
| 130 | 0,3 | 433 | 65 000 | <30 | 2 166 | 5 821 | <5 | 1 164 | 59 179 | <30 | 1 972 |
| 80 | 0,3 | 266 | 54 | <30 | 1 820 | 6 425 | <5 | 1 285 | 48 | <30 | 1 605 |

| | | | | | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | 600 | | | | | | 175 | | |

Таким образом, экспериментально доказана возможность применения супрамолекулярных препаратов в качестве эффективных средств одностадийной (без стадий механической предочистки) механохимической дезактивации МРАО с высокими уровнями радиоактивности и сильнофиксированным магнетитным радиоактивным слоем, а также сложноконфигурированного малогабаритного оборудования со скрытыми полостями до уровня вывода из-под РН. Технология является малореагентной (как по товарной форме использующихся средств дезактивации, так и по солесодержанию вторичных ЖРО и дополнительных реагентов для их коррекции).

Это открывает возможности коррекции концепции вывода из эксплуатации ОИАЭ и обращения с РАО и переходу от захоронения части или всех МРАО к их полной малореагентной дезактивации непосредственно в местах образования. В технологическом плане представляется целесообразным сочетание преддефрагментационной дезактивации контура охлаждения реактора, а также специальных систем (спецканализации, спецвентиляции) с последующей фрагментацией и дезактивацией МРАО (при необходимости) до уровня вывода из-под РН.

# ОБРАЩЕНИЕ С НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЯМИ В ЗАДАЧАХ ОБОСНОВАНИЯ ДОЛГОВРЕМЕННОЙ РАДИАЦИОННОЙ И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

*В.С. Свительман, Е.А. Савельева*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Введение

Вопросы обоснования долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов и объектов ядерного наследия актуальны для всех государств, использующих атомную энергию. Обоснование долговременной безопасности представляет собой всесторонний анализ выполнения природными и инженерными барьерами их функций безопасности и оценки влияния на окружающую среду на протяжении длительного времени. Управление неопределенностями является неотъемлемой частью этого анализа и необходимо как ключевой элемент процесса формирования доверия [1].

Работа с неопределенностями начинается, естественно, с их идентификации. После того, как источники неопределенностей очерчены, для каждого из них необходимо ответить на три вопроса: 1) могут ли соответствующие неопределенности быть оценены количественно; 2) насколько они существенны 3) можно ли их избежать или по крайней мере уменьшить [2].

Источники и типы неопределенностей

Для сложной природно-техногенной системы, период потенциальной опасности которой может составлять десятки тысяч лет, неопределенности многообразны и могут быть классифицированы по различным признакам.

Традиционно все факторы (и известные, и неизвестные), которые могут повлиять на эволюцию пункта захоронения и, соответственно, релевантны для обоснования безопасности, разделяют на особенности, события и процессы. Соответствующие им источники неопределенностей тоже будут отличаться [2].

Так, неопределенности в характеризации особенностей тех или иных составляющих системы могут быть связаны либо с недостаточностью или неточностью измерений, либо с естественной вариабельностью измеряемых свойств.

Неопределенности в описании процессов обусловлены тем, что любая модель, описывающая сложную многокомпонентную систему, является упрощением, причем только одним из множества вариантов упрощений, для выбора из которых необходимо детальное понимание того, как взаимодействуют элементы этой системы (и соответствующие данные).

Учет неопределенностей, связанных с событиями, нетривиален потому, что в целом выбор площадки и дизайн системы осуществляются таким образом, чтобы событий было как можно меньше, но обратная сторона этого – сложность прогноза редких событий.

Все это разнообразие неопределенностей можно разделить на два обширных типа. Неопределенности, которые связаны с недостатком знания о моделируемых явлениях, отсутствием необходимой для этого информации, называются эпистемическими. Им противопоставляют алеаторные неопределенности, вытекающие из случайной природы какого-либо природного объекта или процесса [2].

Сценарии, модели и численные оценки

Центральный элемент и основной инструмент обоснования безопасности в области обращения с РАО – численное моделирование. Это обусловлено и непосредственно разнообразием релевантных для безопасности процессов, и необходимостью оценить их влияние на различных пространственных и временных масштабах. Соответственно, эксперименты, которые бы давали исчерпывающую для оценки безопасности информацию, зачастую просто невозможны [3].

При этом для того, чтобы численные оценки могли считаться достоверными, необходим способ систематизировать и учесть все разнообразие комбинаций влияющих на безопасность факторов. Для этого применяются сценарии – постулируемые альтернативные варианты эволюции системы, каждый из которых затем может быть декомпозирован на набор сначала концептуальных, а затем соответствующих численных моделей.

Здесь стоит разграничить несколько тесно переплетенных и потому иногда вызывающих путаницу понятий. Под концептуальной моделью, как правило, понимается сформулированный в математической форме набор предположений о моделируемой подсистеме (в том числе учет или наоборот, пренебрежение, отдельными факторами, тип начальных и граничных условий, и т.д.). Численная модель – это реализация концептуальной модели в расчетном коде, т.е. специализированном программном средстве. При этом для одной и той же модели может быть проведен ряд отличающихся

численных расчетов (например, с различными значениями параметров, или временными шагами, или даже способами численного решения заложенных в модель дифференциальных уравнений).

Поэтому концептуальная модель, численная модель, расчетный код и результат расчета (та самая искомая численная оценка) не тождественны, хотя и взаимосвязаны. В контексте данного доклада это важно еще и потому, что на различных уровнях «иерархии» численного анализа безопасности будут отличаться и подходы к обращению с неопределенностями.

Обращение с неопределенностями для отдельно взятой модели

На уровне одной модели подходы к реализации последовательности «идентификация – численная оценка – оценки значимости – уменьшение» в целом давно отработаны и более-менее прозрачны.

Так, в процессе параметризации модели очерчивается набор модельных переменных, значения которых известны не точно. Путем совместного варьирования этих неизвестных параметров и статистического анализа соответствующих выходных значений можно оценить связанную с ними неопределенность результата моделирования [4].

Для того чтобы понять, каков вклад каждого из неизвестных параметров в эту неопределенность, производится анализ чувствительности [5]. На основе этой информации разработчик модели может решить, какие параметры модели можно зафиксировать, практически не повлияв на результат моделирования, а для каких параметров неопределенности необходимо уменьшать.

В роли этапа уменьшения неопределенностей здесь (помимо непосредственного уточнения входных величин путем дополнительных экспериментальных или полевых исследований) часто выступает калибровка модели. В процессе калибровки значения неизвестных входных параметров подбираются таким образом, чтобы модельные выходные величины наилучшим образом совпали с имеющимися о них фактическими данными [6].

Несмотря на теоретическую простоту перечисленных шагов и на то, что реализующие их программные средства зачастую позиционируются как моделенезависимые (численная модель рассматривается как «черный ящик», для которого можно менять входы и анализировать выходы), практическая реализация не всегда так однозначна и часто требует ощутимой адаптации общих подходов для каждого отдельного случая [7].

Не исчерпывающий список таких практических отличий начинается с разнообразия форматов – любой анализ неопределенностей начинается с разбора формата входных и выходных данных, специфичного для конкретного расчетного кода, в котором реализована модель. Необходимые для работы с неопределенностями входы и выходы модели могут находиться в одном или нескольких текстовых или бинарных файлах, а иногда и в удаленной базе данных.

Следующая практическая сложность – это размерность модельного результата и то, как мы его анализируем. На выходе модели могут быть не только несколько отдельных значений, но и временной ряд, или пространственное поле, или несколько зависимостей одной моделируемой величины от другой. Уже даже визуализация разброса результата для каждого из этих случаев будет выглядеть по-разному. При переходе к анализу чувствительности возникнет вопрос о том, всегда ли оценивать влияние параметров на результат в каждой точке отдельно или в случае многомерных результатов достаточно ввести какую-то интегральную характеристику и оценивать влияние на нее. Аналогично для калибровки возникает вопрос о метрике сравнения фактических и модельных данных.

Также возникает группа вопросов уже непосредственно о варьируемых входных параметрах: в одном ли масштабе они меняются и известно ли что-нибудь об их распределениях, можно ли считать их независимыми или наоборот, заведомо известно, что они меняются скоррелированно. В зависимости от ответов на эти вопросы могут понадобиться как дополнительные шаги обработки, так и совершенно другие методы анализа чувствительности или калибровки.

Выбор метода – отдельный большой вопрос для всех инструментов обращения с неопределенностями [5].

Для калибровки выбор метода плохо формализуем в силу того, что наиболее современный и эффективный инструмент в этом случае – эвристические оптимизационные методы, для которых доказано, что один метод может превосходить другие, только если он специализирован под конкретную задачу, т.е. каким-либо образом учитывает ее структуру [8]. На практике это зачастую означает необходимость для каждой новой модели пробовать и выбирать из набора подходов, которые ранее хорошо себя зарекомендовали.

Для анализа чувствительности выбор метода [5, 9] может быть сделан на основе информации о свойствах модели (линейности или монотонности, мультимодальности или асимметрии распределения модельных выходов), а также – к сожалению – на основе вычислительной сложности модели.

Для оценки неопределенности (разброса) результата моделирования на первый взгляд все гораздо более просто. Тем не менее, в научном сообществе продолжается обсуждение того, каким образом лучше визуализировать те или иные неопределенности [10] в зависимости от размерности, рассматриваемых явлений или целевой аудитории. Также немаловажен выбор стратегии построения случайной выборки – как в контексте самой оценки неопределенностей [4], так и в связи с тем, что многие методы анализа чувствительности требуют довольно большой выборки случайных реализаций, построенной определенным образом, а для экономии вычислительных ресурсов было бы логично использовать в том числе и реализации, сгенерированные на этапе оценки неопределенности.

Проблема вычислительных затрат в целом для задач учета неопределенностей стоит довольно остро, так как для любого хоть сколько-нибудь представительного статистического анализа необходимы тысячи реализаций модели при различных комбинациях параметров. В этой связи активно развиваются подходы метамоделирования (или суррогатного моделирования) – методы относительно быстрой аппроксимации вычислительно сложной численной модели [5]. В качестве такой аппроксимации может быть использовано множество методов из различных областей математики [11] со своими достоинствами и недостатками, а значит снова встает вопрос выбора.

**Концептуальные и сценарные неопределенности**

Следующий уровень обращения с неопределенностями связан с выбором концептуальной модели. Как уже было сказано, любой из рассматриваемых сценариев эволюции многокомпонентной природно-техногенной системы можно декомпозировать на модели отдельных процессов или подсистем далеко не единственным образом. То есть на этом уровне явное рассмотрение набора альтернативных моделей – это шаг идентификации неопределенностей, а соответствующее их уменьшение – это аргументированное сужение выбора.

Анализ чувствительности и калибровка в определенной степени могут быть полезны и здесь [12], тем не менее, основное соображение на счет выбора модели, диктуемое и здравым смыслом, и руководствами по безопасности – это итеративный и поэтапный подход. Это значит, что на начальных этапах работы над обоснованием долговременной безопасности предпочтительны более простые модели, а по мере накопления релевантной информации их следует развивать и детализировать. Способы выражения сложности модели численно (а значит – сравнимо) при помощи информационных критериев развиваются подходе мультимодельного анализа [13]. Также

заслуживает упоминания Байесовское усреднение [14] – подход, в котором наоборот, не выбирается единственно верная модель, а оценка интересующей величины получается на основе всего ансамбля альтернативных моделей.

К вышесказанному следует добавить, что шаг численной оценки для концептуальной неопределенности остается проблематичным, даже если доступен для сравнения набор альтернативных моделей [15]. Понятно, что пространство возможных моделей по сути бесконечно, соответственно, любой рассматриваемый набор альтернатив вряд ли является полным. Но одна из основных сложностей состоит скорее в том, что различные концептуальные модели чаще возникают на основе отличий и ограничений соответствующих программных средств, а не на базе исчерпывающего анализа релевантных факторов.

Еще менее тривиально обстоят дела с неопределенностями, касающимися сценариев. Изначально применение сценариев для анализа долговременной безопасности нацелено на обеспечение полноты учета всех релевантных особенностей, событий и процессов и их взаимодействий, или, по крайней мере, на приближение к этой полноте.

Тем не менее, до сих пор основным способом обращения со сценарными неопределенностями является формулирование одного основного сценария (сценария нормальной эволюции) и нескольких альтернативных, и нескольких «что если». При этом сценарии «что если», как правило, нацелены скорее на демонстрацию робастностности какой-то из подсистем, а не на рассмотрение реалистичных вариантов эволюции системы [2].

Практические сложности всеобъемлющего анализа возможных сценариев обусловлены несколькими факторами. Например, осложняет получение численных оценок сценарных неопределенностей невозможность на практике сгенерировать и просчитать все возможные сценарии. Также существенную роль играет отсутствие информации о характерных вероятностях большинства факторов – ее наличие позволило бы адаптировать многие методы вероятностного анализа безопасности, и поэтому попытки такую информацию каким-либо образом выявить продолжаются [15].

**Заключение**

Подытожить все вышеизложенное хотелось бы несколькими соображениями. Первое и основное: несмотря на широко признанный тезис о том, что обоснование безопасности в целом и моделирование в частности по своей сути итеративны, учет неопределенностей зачастую ошибочно рассматривается как один из финальных и не

всегда обязательных шагов численного моделирования. Поэтому хотелось бы еще раз подчеркнуть, что такие шаги как анализ чувствительности и калибровка – не завершающие стадии, а неотделимые составляющие процесса разработки модели, интерпретация которых позволяет протестировать модель и понять, как она может быть улучшена.

Еще один момент – это то, что универсальных инструментов для анализа и уменьшения неопределенностей, к сожалению не бывает. В каких-то случаях необходимо выбирать подходящий метод, и для этого необходима дополнительная информация о модели или исходных данных. Причем довольно часто выбор инструмента анализа – это компромисс между тем, что нужно применить и тем, что можно себе позволить с точки зрения вычислительных затрат. Кроме того, в каких-то случаях результат интерпретируется не так однозначно, как в теории – так или иначе приходится приоткрывать «черный ящик», в виде которого традиционно изображается модель.

В сумме получается, что вопросы обращения с неопределенностями нельзя полностью переложить на каких-то отдельных «экспертов в области неопределенностей», это всегда совместная работа с разработчиками моделей, то есть базовые знания в этой области нужны практически всем задействованным в формировании обоснования долговременной безопасности специалистам.

**Литература**

1. The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste. Specific Safety Guide № SSG-23. IAEA Safety Standards Series / International Atomic Energy Agency. – Vienna, 2012.

2. Vigfusson J. et al. European Pilot Study on The Regulatory Review of the Safety Case for Geological Disposal of Radioactive Waste. Case Study: Uncertainties and their Management – 2007.

3. Линге И. И. и др. Расчетное обоснование долговременной безопасности и оптимизация решений по захоронению РАО и выводу из эксплуатации: тенденции, потребности, возможности //Радиоактивные отходы. – 2020. – №. 2. – С. 85-98. – DOI: 10.25283/2587-9707-2020-2-85-98.

4. Janssen H. Monte-Carlo based uncertainty analysis: Sampling efficiency and sampling convergence //Reliability Engineering & System Safety. – 2013. – Vol. 109. – P. 123-132. – DOI: 10.1016/j.ress.2012.08.003.

5. Swiler L.P. et al. Sensitivity Analysis Comparisons on Geologic Case Studies: An International Collaboration: Technical Report SAND2021-11053. – Albuquerque, NM: Sandia National Laboratories, 2021. – 169 P.

6. Hill M. C., Tiedeman C. R. Effective groundwater model calibration: with analysis of data, sensitivities, predictions, and uncertainty. – John Wiley & Sons, 2006.

7. Svitelman, V. et al. Uncertainty analysis tool as part of safety assessment framework: model-independent or model-tailored? // EGU General Assembly 2020, Online. – 2020. – P. 4485. – DOI: 10.5194/egusphere-egu2020-4485.

8. Wolpert D. H., Macready W. G. No free lunch theorems for optimization //IEEE transactions on evolutionary computation. – 1997. – Vol. 1. – №. 1. – P. 67-82. – DOI: 10.1109/4235.585893.

9. Савельева Е. А. и др. О выборе метода оценки чувствительности модели к ее параметрам при обосновании безопасности пунктов захоронения РАО //Радиоактивные отходы. – 2021. – №. 2. – С. 73-89. – DOI: 10.25283/2587-9707-2021-2-73-89.

10. Kamal A. et al. Recent advances and challenges in uncertainty visualization: a survey //Journal of Visualization. – 2021. – Vol. 24. – P. 861–890. – DOI: 10.1007/s12650-021-00755-1.

11. Alizadeh R., Allen J. K., Mistree F. Managing computational complexity using surrogate models: a critical review //Research in Engineering Design. – 2020. – Vol. 31. – №. 3. – P. 275-298. – DOI: 10.1007/s00163-020-00336-7.

12. Saveleva E. et al. Sensitivity analysis and model calibration as a part of the model development process in radioactive waste disposal safety assessment //Reliability Engineering & System Safety. – 2021. – Vol. 210. – P. 107521. – DOI: 10.1016/j.ress.2021.107521

13. Höge M., Wöhling T., Nowak W. A primer for model selection: The decisive role of model complexity //Water Resources Research. – 2018. – Vol. 54. – №. 3. – P. 1688-1715. – DOI: 10.1002/2017WR021902.

14. Höge M., Guthke A., Nowak W. Bayesian Model Weighting: The Many Faces of Model Averaging //Water. – 2020. – Vol. 12. – №. 2. – P. 309. – DOI: 10.3390/w12020309.

15. Finsterle S. et al. Conceptual uncertainties in modelling the interaction between engineered and natural barriers of nuclear waste repositories in crystalline rocks //Geological Society, London, Special Publications. – 2019. – Vol. 482. – №. 1. – P. 261-283. – DOI: 10.1144/SP482.12.

16. Tosoni E. et al. Comprehensiveness of scenarios in the safety assessment of nuclear waste repositories //Reliability Engineering & System Safety. – 2019. – Vol. 188. – P. 561-573. – DOI: 10.1016/j.ress.2019.04.012

# ПОСТАНОВКА И ИНТЕРПРЕТАЦИЯ ОПЫТНО-МИГРАЦИОННЫХ РАБОТ С ЦЕЛЬЮ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ГЕОМИГРАЦИОННЫХ ПАРАМЕТРОВ ДЛЯ ОЦЕНКИ ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРОЕКТИРУЕМОГО ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

*Чухлебов А.Н., Куваев А.А., Анисимов Н.А., Коннов Д.В., Калужских В.В.*

*ФГБУ «Гидроспецгеология», г. Москва*

Опытно-фильтрационные и опытно-миграционные работы (ОМР) являются важной составляющей современной технологии выбора и проектирования участков для размещения пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО).

Целью ОМР является получение достоверных геомиграционных параметров геологический среды, необходимых для обоснования гидрогеологической безопасности сооружения.

В докладе рассматриваются ОМР, проведенные в полевом сезоне 2020 года на песчано-глинистой толще озерно-аллювиального генезиса, подстилаемой пластом глин, на правом борту долины р. Большой Черемшан.

Результаты опытов по расходометрии показали, что толща характеризуется профильной и плановой неоднородностью.

С учетом этих данных была разработана схема миграционного опыта, предназначенного для определения параметров продольной и поперечной дисперсии. Она включает три скважины (ПР-2, ПР-3, ПР-4). Скважины ПР-2 и ПР-4 находятся на расстоянии 5 м друг от друга. Скважина ПР-3 расположена на середине этого расстояния и смещена от оси, соединяющей скважины ПР-2 – Пр-4, на 0,5 м.

Принятая методика проведения опыта состоит из этапов: 1) откачка из скважины ПР-4 с постоянным дебитом в течение всего опыта; 2) разовый запуск индикатора в виде раствора уранина (флуоресцеин натрия) в скважину ПР-2; 3) периодическое измерение

содержания уранина в пробах воды, отбираемой из скважины ПР-3, и на изливе насоса ПР-4.

Определение параметров дисперсии по данным, полученным в ходе проведения опыта, выполнено с использованием двух расчетных моделей: аналитическая модель (решение Велти-Гелхара [1]) и численная 3-мерная модель на основе метода конечных элементов, реализованного в программном комплексе COMSOL [2]. В результате расчетного моделирования с учетом неоднородности исследуемой толщи получена картина распространения трассера для различных моментов времени. Определение и обоснование значений параметров гидродинамической дисперсии выполнено посредством осреднения численных данных и сопоставления с аналитической моделью.

Миграционный опыт позволил определить параметры продольной и поперечной дисперсии в породах верхнего водоносного горизонта на участке предполагаемого размещения ПЗРО и обосновать возможность применения общепринятых аппроксимаций для больших размеров области миграции, которые используются при проведении прогнозных расчетов воздействия ПЗРО на окружающую среду.

Литература

1. Румынин В.Г. Геомиграционные модели в гидрогеологии. СПб.: Наука, 2011. – 1158 с.

# ОЦЕНКА ВОЗДЕЙСТВИЯ ПРИПОВЕРХНОСТНЫХ ПУНКТОВ ХРАНЕНИЯ ОСОБЫХ РАО НА ПОДЗЕМНЫЕ ВОДЫ МЕТОДАМИ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ НА ПРИМЕРЕ КАСКАДА ТЕХНОГЕННЫХ ВОДОЁМОВ-НАКОПИТЕЛЕЙ ПАО «ППГХО»

*А.Б. Петраш, Е.В. Кононченко*

*ФГБУ «Гидроспецгеология», г.Москва*

ПАО «ППГХО» («Приаргунское производственное горно-химическое объединение»), более 40 лет является основным уранодобывающим предприятием России и одним из крупнейших уранодобывающих предприятий мира. Помимо основной деятельности – добычи и переработки урановых руд, на предприятии осуществляется большой комплекс сопутствующих работ, так или иначе связанных с основной деятельностью [1].

К одному из основных техногенных источников влияния на подземные воды рассматриваемой территории можно отнести каскад промышленных водоёмов-накопителей (пункты хранения особых РАО, хвостохранилища «Верхнее» и «Среднее», а также хранилище пиритных огарков), расположенных в пади Широндукуй.

Для определения размеров и динамики ореолов загрязнения, формирующихся от каскада промышленных водоёмов ниже по течению подземных вод в пади Широндукуй и далее в пади Сухой Урулюнгуй, а также оценки возможного влияния водоёмов на качество подземных вод, отбираемых Восточно-Урулюнгуйским водозабором, разработана математическая модель. Процесс моделирования включал в себя последовательное создание геологической, геофильтрационной и далее геомиграционных моделей, верификация которых осуществлялась на основе данных системы мониторинга.

До проведения настоящей работы оценка степени воздействия отдельных объектов предприятия на подземные воды проводилась аналитически, основываясь на анализе динамики состояния подземной гидросферы по данным мониторинга. По этой причине долгосрочные прогнозные оценки давались только на основе общей динамики процессов техногенного влияния, а конечные выводы были неоднозначными и существенно отличались у различных исследователей.

Использование методов численного моделирования позволило воссоздать историю формирования гидродинамической обстановки в пади Широндукуй и на прилегающей территории. Проведённые геомиграционные расчёты не только подтвердили выводы об отсутствии на настоящее время прямого влияния каскада водоёмов на качество подземных вод, отбираемых Восточно-Урулюнгуйским водозабором, но и позволили дать модельно обоснованный долгосрочный прогноз распространения ореолов загрязнения для наиболее вероятных сценариев изменения гидродинамической обстановки, а также оценить эффективность планируемых реабилитационных мероприятий.

Литература

1. Отчет по экологической безопасности ПАО «ППГХО» за 2017 год, г. Краснокаменск

# РАСЧЕТ ТЕПЛОВОГО СОСТОЯНИЯ ПУНКТА ХРАНЕНИЯ РАО ПРИ РАЗЛИЧНЫХ КОМПОНОВКАХ СИСТЕМ ИНЖЕНЕРНЫХ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ

*Т.А. Александрова, П.А. Блохин, Р.А. Бутов, Н.И. Дробышевский, А.А. Самойлов*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

**Введение**

Остаточное тепловыделение РАО может привести к значительному нагреванию окружающей среды, особенно на начальных этапах обращения с ними. Окружающая среда, в данном случае, включает в себя различные защитные барьеры (так называемые барьеры безопасности), цель которых снизить радиационное влияние РАО на биосферу. При этом повышение температуры может приводить к ухудшению изоляционных свойств (деградации) барьеров безопасности.

Численное моделирование теплового состояния РАО и окружающей среды при различных сценариях (кондиционирование, транспортировка, хранение и т. п.) позволяет оценить влияние тепловыделения РАО на состояние барьеров безопасности и способствовать выбору безопасного и экономически обоснованного решения.

**Задача**

Остеклованные высокоактивные РАО (ОВАО) в виде короткоживущей фракции (КФ), полученной после переработки ОЯТ, помещают в цилиндрические пеналы, с дальнейшим размещением пеналов в невозвратный транспортный упаковочный контейнер (ТУК). Современная концепция по обращению с ОВАО предполагает их размещение в глубокой геологической среде, которая выступает в роли естественного барьера безопасности. Искусственные барьеры безопасности (так называемые Инженерные Барьеры Безопасности, ИББ) состоят из слоев различных материалов (металл, бетон, глина, пластик и т. п.). Задачей расчета теплового режима является подбор оптимальной компоновки размещения контейнеров ВАО и барьеров безопасности, которые позволяют получить относительно однородное пространственное распределение температуры и соответственно снизить максимальные значения температур, возникающих в материалах этих барьеров безопасности, и тем самым повысить уровень защиты биосферы от

радиационного воздействия. Допустимые максимальные значения температур для материалов барьеров безопасности варьируются от исследования к исследованию [1–14].

**Геометрия и расчетная сетка**

Для транспортировки и хранения контейнеров ВАО предлагается использовать транспортный упаковочный контейнер (ТУК). Контейнер ВАО представлен в виде двух вложенных цилиндров, где внешний цилиндр имитирует сам контейнер, а внутренний остеклованное РАО. ТУК также представлен в виде цилиндра в цилиндре, где внешний цилиндр - контейнер из высокопрочного чугуна, а внутренний содержит в себе контейнеры ВАО в 2 окружных (по 9 контейнеров) и 3 вертикальных слоя в общем кол-ве 57 штук (Рисунок 1). Пространство между контейнерами ВАО заполнено ИББ, свойства которого принимались равными свойствам бентонита. Геометрические размеры ТУК и контейнеров указаны в таблице 1.

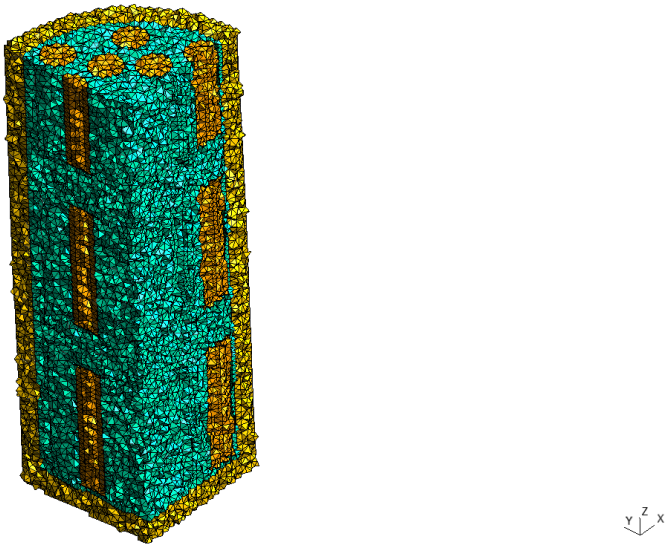


Рисунок 1. Расчетная сетка. ТУК в продольном разрезе. Оранжевый - ВАО (RW), Бирюзовый - ИББ (EBS), Желтый - Чугун (CastIron), тонкий слой вокруг оранжевого (не виден) - Сталь 12Х18Н10Т (Steel)

Таблица 1.Размеры контейнеров

| **Наименование** | **Диаметр, мм** | **Высота, мм** | **Толщина стенок, мм** | **Толщина оснований, мм** | **Материал** |
|---|---|---|---|---|---|
| ТУК | 2900 | 5500 | 235 | 235 | Высокопрочный чугун |
| Контейнер ВАО | 340 | 1350 | 4 | 8 | 12Х18Н10Т |

ТУК размещается внутри вертикальной скважины в окружении цилиндрического бентонитового буфера (Bentonite), который располагается внутри цилиндрической бетонной оболочки (Concrete), пространство над скважиной заполняется низкоактивными

РАО (НАО) (Рисунок 2). Толщина бентонитового буфера принята 500 мм, высота и ширина тоннеля для НАО - 6 метрам, толщина бетонной оболочки варьировалась в процессе расчета.

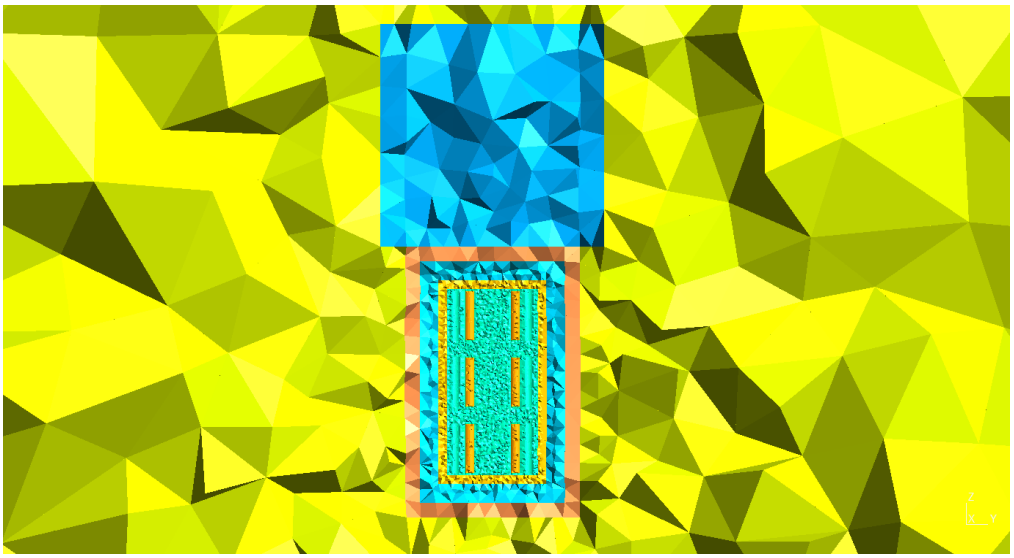


Рисунок 2. Расчетная сетка. Синий сверху - НАО (ConcreteRW), Оранжевый - ВАО (RW), Бирюзовый - ИББ (EBS), Желтый внутри синего - Чугун (CastIron), Синий внутри розового - Бентонит (Bentonite), Розовый - Бетон (Concrete), Желтый снаружи - Горная порода (Rock), тонкий слой вокруг оранжевого (не виден) - Сталь 12Х18Н10Т (Steel)

**Типы компоновок, граничные и начальные условия**

При размещении ТУКов в геологической среде необходимо, с одной стороны, уменьшить размеры горных выработок, с другой стороны сохранить состояние самой среды, которая является естественным барьером безопасности. Размещение возможно в вертикальных и горизонтальных скважинах, на нескольких горизонтах. Рассмотрение всех возможных вариантов может занять длительное время, поэтому для первоначальной оценки можно рассмотреть наиболее простые с точки зрения реализации: одиночный контейнер (one) в сплошной среде, вертикальная (col) и горизонтальная (one-line) линия из контейнеров, вертикальная (col-line) и горизонтальная (one-grid) сетка на плоскости из контейнеров, пространственная сетка из контейнеров (col-grid). Для ускорения расчета рассматривались не все контейнеры, а наиболее нагруженный, как правило, центральный. Влияние соседних контейнеров учитывалось через граничные условия симметрии, которое сводится к нулевому потоку тепла через граничную поверхность (2 рода с нулевым тепловым потоком).

Расчетная сетка, построенная из тетраэдральных конечных элементов, представляет собой параллелепипед с 3 сторонами, направленными в положительном направлении осей координат (X, Y, Z) и 3 - в отрицательном (NX, NY, NZ), где направление Z - поверхность

земли. Типы граничных условий заданных на поверхностях приведены в таблице 2. Размеры в направлении граничных условий 1 и 3 рода - 100 м от центра ТУКа и основания тоннеля, в направлении 2 рода - эквивалентно вертикальному или горизонтальному шагу компоновки и варьировалось в расчете.

Таблица 2. Типы граничных условий по направлениям для различных компоновок

| **Компоновка** | **NX** | **X** | **NY** | **Y** | **NZ** | **Z** |
|---|---|---|---|---|---|---|
| one | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 3 (9 °C, 10 Вт/(м²·К)) |
| one-line | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 3 (9 °C, 10 Вт/(м²·К)) |
| one-grid | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 1 (9 °C) | 3 (9 °C, 10 Вт/(м²·К)) |
| col | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) |
| col-line | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 1 (9 °C) | 1 (9 °C) | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) |
| col-grid | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) | 2 (0 Вт/м²) |

Внутри объема РАО задавалось тепловыделение спадающее по экспоненциальному закону с характерным временем 30 лет (снижение тепловыделения в 2 раза за первые 30 лет), что соответствует периоду полураспада основных радионуклидов КФ – 90 Sr и 137 Cs.

В процессе транспортировки ТУКа к месту хранения он будет нагреваться, таким образом его температура будет отличаться от температур в зоне хранения. Для учета этого отличия, был проведен дополнительный расчет одиночного контейнера охлаждаемого воздухом (30 °C) с коэффициентом теплоотдачи на всех поверхностях ТУКа - 10 Вт/(м²·К). Максимальная температура достигается в центре контейнера (~110 °C). Данная температура принимается консервативно, как начальная для по всему объему ТУКа. Начальная температура барьеров безопасности и горной породы принимается равной 9 °C. Решение проводилось конечно-элементным кодом FENIA [15].

**Свойства материалов**

Ввиду большого количества материалов и широкого разброса диапазона их свойств, на данном этапе были рассмотрены два варианта свойств по теплопроводности материалов: нормальный (норм.) и консервативный (конс.) (Таблица 3). В нормальном варианте рассматривались благоприятные значения свойств, в консервативном - неблагоприятные.

Таблица 3. Нормальные и консервативные свойства материалов

| Зона | Материал | Свойство | Размерность | Диапазон значений | Норм. | Конс. | Ссылки |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| RW | РАО (Боросиликатное стекло) | теплопроводность | Вт/(м·К) | - | 1.2 | 1.2 | [16] |
| | | плотность | кг/м³ | - | 2230 | 2230 | [16] |
| | | теплоемкость | Дж/(кг·К) | - | 830 | 830 | [16] |
| ConcreteRW, Concrete | НАО, Бетон | теплопроводность | Вт/(м·К) | 0.1 - 1.8 | 1.8 | 1.0 | [17] |
| | | плотность | кг/м³ | - | 2400 | 2400 | [17] |
| | | теплоемкость | Дж/(кг·К) | - | 800 | 800 | [17] |
| CastIron | Чугун | теплопроводность | Вт/(м·К) | 11.3 - 53.3 | 46 | 46 | [18] |
| | | плотность | кг/м³ | 5540 - 7810 | 7200 | 7200 | [18] |
| | | теплоемкость | Дж/(кг·К) | 460 - 506 | 540 | 540 | [18] |
| Steel | Сталь 12Х18Н10Т | теплопроводность | Вт/(м·К) | - | 16 | 16 | [19] |
| | | плотность | кг/м³ | - | 7920 | 7920 | [19] |
| | | теплоемкость | Дж/(кг·К) | - | 465 | 465 | [19] |
| EBS, Bentonite | ИББ, Бентонит | теплопроводность | Вт/(м·К) | 0.3 - 1.5 | 1.5 | 1.0 | [20] |
| | | плотность | кг/м³ | - | 1900 | 1900 | [21] |
| | | теплоемкость | Дж/(кг·К) | - | 960 | 960 | [21] |
| Rock | Горная порода | теплопроводность | Вт/(м·К) | 1.20 - 4.45 (Гранит)<br>0.15 - 2.5 (Глина)<br>0.62 - 4.64 (Известняк)<br>0.9 - 6.5 (Песчаник)<br>0.15 - 4.0 (Песок)<br>2.10 - 3.40 (Гнейс)<br>1.30 - 3.72 (Мрамор)<br>0.2636 - 2.2175 (Почва)<br>0.4 - 3.8 (Сланцы)<br>0.3 - 3.08 (Вулканогенно осадочные образования) | 2.91 | 1.8 | [17,20,22–29] |
| | | плотность | кг/м³ | 2540 - 2760 (Гранит)<br>1600 - 1760 (Глина)<br>1200 - 2920 (Известняк)<br>1600 - 2800 (Песчаник)<br>1600 - 1700 (Песок)<br>2240 - 3360 (Гнейс)<br>2370 - 3200 (Мрамор)<br>880 - 1820 (Почва)<br>1500 - 3300 (Сланцы)<br>1100 - 2900 (Вулканогенно осадочные | 2700 | 2700 | [17,20,22–24] |

| | | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | образования) | | | |
| | | теплоемкость | Дж/(кг·К) | 210 - 890 (Гранит)<br>837 - 920 (Глина)<br>500 - 1860 (Известняк)<br>710 - 963 (Песчаник)<br>753 - 830 (Песок)<br>736 - 816 (Гнейс)<br>540 - 1610 (Мрамор)<br>745 - 2929 (Почва)<br>420 - 2790 (Сланцы)<br>400 - 2300 (Вулканогенно осадочные образования) | 840 | 840 | [17,22,22,24,29] |

**Пример результата расчета**

В качестве примера рассмотрим расчет линии контейнеров с консервативными свойствами, начальным тепловыделением 1000 Вт, толщиной бетона 1.5 метра и шагом 12 метров. На выходе расчета выводятся графики зависимости максимальной температуры от времени по всем материалам модели (Рисунок 3). Также приводится таблица 4 с максимальными значениями температур по всем временным шагам, и объемом по каждой зоне и значениями тепловыделений и числа контейнеров ВАО в ТУК, для удовлетворения максимально допустимых температур по материалам. Расчет допустимых значений выполнен по формуле:

$$q_{new}/q_{old} = (T_{new} - T_0) / (T_{old} - T_0) \quad (1)$$

, где $T_0$ - начальная температура, $T_{new}$и $T_{old}$ - температура в новом и старом расчете, $q_{new}$ и $q_{old}$ - начальное тепловыделение в новом и старом расчете, в качестве начальной температуры принималось значение 9 °C. Как видно из графиков максимальная температура достигается в зоне ВАО через порядка 1000 - 2000 дней (2.7 - 5.4 года).

Аналогичные расчеты проводились для других типов компоновок.

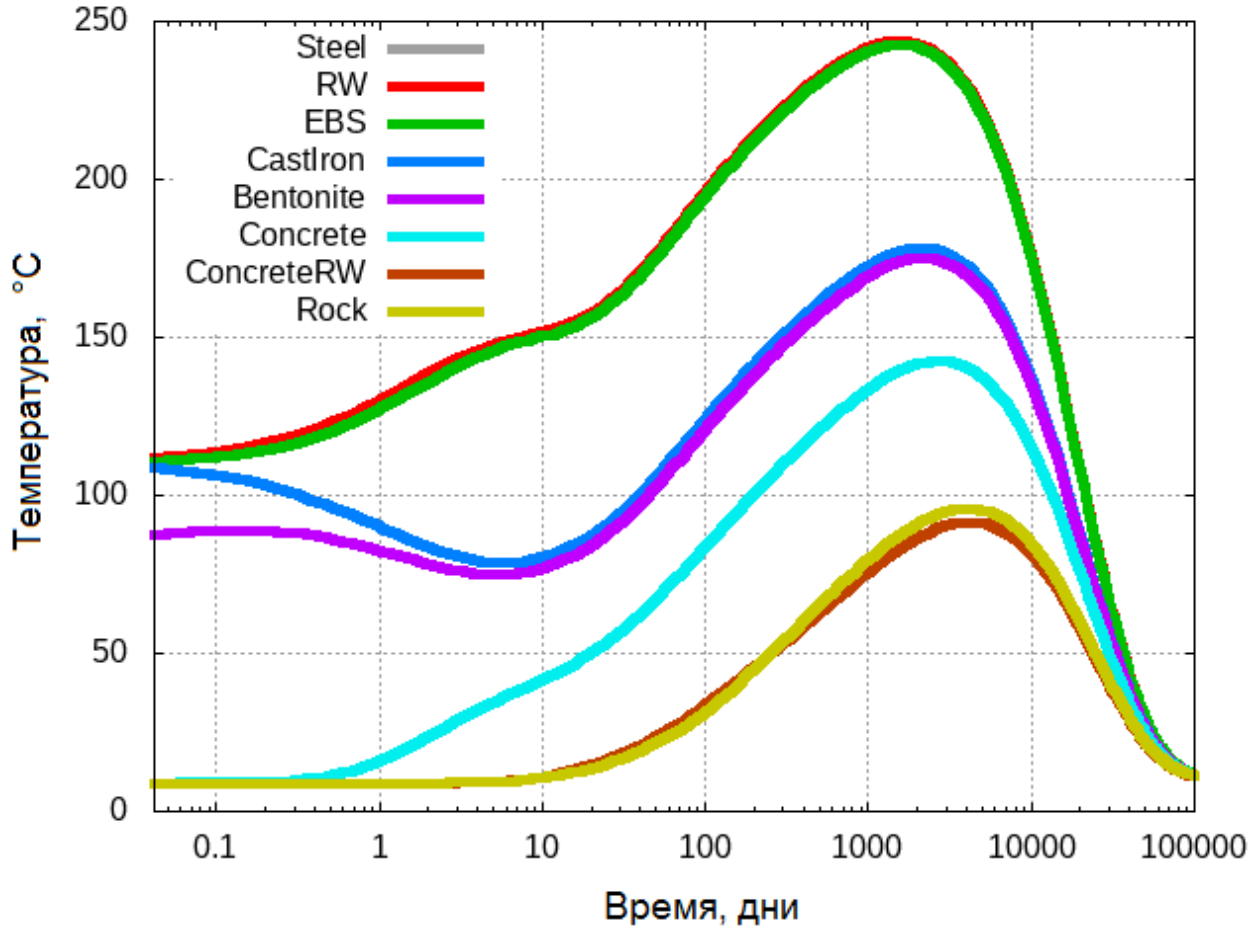



Рисунок 3. Зависимости температур от времени по зонам: Steel (Сталь 12Х18Н10Т), RW (ВАО), EBS (ИББ), CastIron (Чугун), Bentonite (Бентонит), Concrete (Бетон), ConcreteRW (НАО), Rock (Горная порода)

Таблица 4. Расчетные значения по зонам

| **Зона** | **Максимальная температура, °C** | **Объем, м³** | **Максимально допустимая температура, °C** | **Максимально допустимое начальное тепловыделение с 57 контейнерами в ТУК, Вт/м³** | **Максимальное количество контейнеров в ТУК с тепловыделением 1000 Вт/м³, шт** |
|---|---|---|---|---|---|
| Steel (Сталь 12Х18Н10Т) | 243 | 0.39 | 100 | 388 | 22 |
| RW (ВАО) | **244** | 6.2 | 100 | 387 | 22 |
| EBS (ИББ - Бентонит) | 243 | 17 | 60 | **217** | **12** |
| CastIron (Чугун) | 178 | 13 | 100 | 538 | 30 |
| Bentonite (Бентонит) | 175 | 41 | 60 | 307 | 17 |
| Concrete (Бетон) | 143 | 278 | 55 | 343 | 19 |
| ConcreteRW (НАО - Бетон) | 91 | 486 | 55 | 560 | 31 |
| Rock (Горная порода) | 95 | **42356** | **45** | 418 | 23 |

**Выводы**

Максимальные значения температур во всех вариантах компоновок превышают величину 100 °С при которой начинается испарение поровой воды, что приводит к качественному изменению свойств материалов и появлению новых физико-химических процессов в барьерах безопасности (температура 100 °С принята консервативно, в действительности температура кипения может быть значительно выше: до 180 °С при глубине 100 метров и до 270 °С при глубине 500 метров за счет давления вышележащих подземных вод). Учет испарения поровой воды приводит к усложнению моделей и соответственно большей неопределенности в полученных результатах.

Рекомендуется снижение начального тепловыделения согласно аналитической зависимости (1) до ~200-300 Вт/м³ или уменьшение количества контейнеров в ТУКе до ~10-20 штук.

Снижение значений максимальных температур также можно достичь применяя более теплопроводящие материалы для барьеров безопасности и/или развивая (увеличивая) площадь поверхностей теплообмена.

Увеличение расстояния между контейнерами в пределе может снизить максимальную температуру до ~200 °С в консервативном варианте, дальнейшее снижение температуры возможно только уменьшением тепловыделения РАО или снижением числа контейнеров в ТУКе в ~2 раза. Однако, при расстояниях между скважинами с ТУК порядка десятков и до сотни метров потребуется сооружение обширных горных выработок, что требует дополнительной технико-экономической оценки.

Выводы сделаны на основании консервативных допущений, для получения полной картины необходим анализ модели на чувствительность и неопределенность с варьированием физических свойств материалов и геометрических размеров компоновок.

Литература

1. Johnson L.H. et al. Calculations of the temperature evolution of a repository for spent fuel, vitrified high-level waste and intermediate level waste in Opalinus Clay: NTB--01-04. National Cooperative for the Disposal of Radioactive Waste (NAGRA), 2002.

2. Johnson L.H., King F. Canister options for the disposal of spent fuel: NTB--02-11. Paul Scherrer Institute (PSI), 2003.

3. Bel J., Bernier F. Temperature Criterion Related to Clay Based Backfill Materials

in the Framework of a Geological Repository of Heat Producing Radioactive Waste (HLW). American Society of Mechanical Engineers Digital Collection, 2020. P. 1327–1331.

4. Westerman R.E. et al. Evaluation of Iron-Base Materials for Waste Package Containers in a Salt Repository // MRS Online Proceedings Library (OPL). Cambridge University Press, 1983. Vol. 26.

5. Villar M.V., Gómez-Espina R., Lloret A. Experimental investigation into temperature effect on hydro-mechanical behaviours of bentonite // Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering. 2010. Vol. 2, № 1. P. 71–78.

6. Wersin P., Johnson L.H., McKinley I.G. Performance of the bentonite barrier at temperatures beyond 100°C: A critical review // Physics and Chemistry of the Earth, Parts A/B/C. 2007. Vol. 32, № 8. P. 780–788.

7. Lingnau B.E. et al. Effects of temperature on strength and compressibility of sand-bentonite buffer // Engineering Geology. 1996. Vol. 41, № 1. P. 103–115.

8. Zheng L. et al. Coupled THMC models for bentonite in an argillite repository for nuclear waste: Illitization and its effect on swelling stress under high temperature // Engineering Geology. 2017. Vol. 230. P. 118–129.

9. Zhang M. et al. Temperature effects on unsaturated hydraulic property of bentonite-sand buffer backfilling mixtures // Journal of Wuhan University of Technology-Mater. Sci. Ed. 2013.

10. Li X.L. et al. Design and development of large-scale in-situ PRACLAY heater test and horizontal high-level radioactive waste disposal gallery seal test in Belgian HADES // Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering. 2010. Vol. 2, № 2. P. 103–110.

11. Atkins M., Glasser F.P. Application of portland cement-based materials to radioactive waste immobilization // Waste Management. 1992. Vol. 12, № 2. P. 105–131.

12. Xu Y. et al. Temperature dependence of apparent thermal conductivity of compacted bentonites as buffer material for high-level radioactive waste repository // Applied Clay Science. 2019. Vol. 174. P. 10–14.

13. Cho W.J., Lee J.O., Chun K.S. The temperature effects on hydraulic conductivity of compacted bentonite // Applied Clay Science. 1999. Vol. 14, № 1. P. 47–58.

14. Phung Q.T., Maes N., Jacques D. Current Concerns on Durability of Concrete Used in Nuclear Power Plants and Radioactive Waste Repositories // Proceedings of the 4th Congrès International de Géotechnique - Ouvrages -Structures / ed. Tran-Nguyen H.-H. et al.

Singapore: Springer, 2018. P. 1107–1121.

15. Дробышевский Н.И. et al. Трехмерное численное моделирование теплового состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве горных пород // Радиоактивные отходы. 2017. № 1. P. 66–75.

16. Ojovan M.I., Lee W.E., Kalmykov S.N. An Introduction to nuclear waste immobilisation. Third edition. Amsterdam Oxford Cambridge: Elsevier, 2019. 497 p.

17. Engineering ToolBox [Electronic resource]. URL: https://www.engineeringtoolbox.com/ (accessed: 28.09.2021).

18. Нержавеющая сталь 12Х18Н10Т [Electronic resource]. URL: https://www.nerjstal.ru/markistali/otechestvennye/nerzhaveyushchaya-stal-12h18n10t/ (accessed: 28.09.2021).

19. Lee C., Jeon S., Lee Y.-K. Simulation of mechanical and thermal behavior of synthetic rock around an opening using bonded particle model. 2011. P. 870–879.

20. Nikiforova T. et al. Methods and Results of Experimental Researches of Thermal Conductivity of Soils // Energy Procedia. 2013. Vol. 42. P. 775–783.

21. Cho W.-J., Lee J.-O., Kwon S. An empirical model for the thermal conductivity of compacted bentonite and a bentonite–sand mixture // Heat and Mass Transfer. 2011. Vol. 11, № 47. P. 1385–1393.

22. Cardarelli F. Materials Handbook: A Concise Desktop Reference. 2nd ed. London: Springer-Verlag, 2008.

23. Online Materials Information Resource - MatWeb [Electronic resource]. URL: http://www.matweb.com/ (accessed: 28.09.2021).

24. Dong Y., McCartney J.S., Lu N. Critical Review of Thermal Conductivity Models for Unsaturated Soils // Geotech Geol Eng. 2015. Vol. 33, № 2. P. 207–221.

25. Mielke P., Bär K., Sass I. Determining the relationship of thermal conductivity and compressional wave velocity of common rock types as a basis for reservoir characterization // Journal of Applied Geophysics. 2017. Vol. 140. P. 135–144.

26. Beardsmore G. et al. A Protocol for Estimating and Mapping Global EGS Potential. 2010. Vol. 34.

27. Bertermann D. et al. Comparison between Measured and Calculated Thermal Conductivities within Different Grain Size Classes and Their Related Depth Ranges: 3 // Soil

Systems. Multidisciplinary Digital Publishing Institute, 2018. Vol. 2, № 3. P. 50.

28. Tang B. et al. Thermal conductivity of sedimentary rocks in the Sichuan basin, Southwest China // Energy Exploration & Exploitation. SAGE Publications Ltd STM, 2019. Vol. 37, № 2. P. 691–720.

29. Mielke P. et al. Effect of Hydrothermal Alteration on Rock Properties in the Tauhara Geothermal Field, New Zealand. 2015.

# АНАЛИТИЧЕСКОЕ И ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОВОГО И НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ ПУНКТА ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

*А.В. Абрамов[1], А.П. Бекетов[1], Г.Н. Рыкованов[1], А.Н. Хрулев[1], А.О. Чернявский[2]*

*[1] РФЯЦ-ВНИИТФ, г. Снежинск, [2] ЮУрГУ, г. Челябинск*

**Введение**

В соответствии с федеральной целевой программой в нашей стране создается подземная исследовательская лаборатория для обоснования безопасности создания пункта глубинного захоронения долгоживущих радиоактивных отходов (РАО) на участке Енисейский Нижне-Канского массива. Помимо геологических изысканий, необходимо выполнить прогнозное моделирование теплового и напряженного состояния геологической структуры на длительный период жизненного цикла пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО). Глубина расположения подземных сооружений может составить до 525 м.

Согласно проекту ПГЗРО (рисунок 1), остеклованные РАО 1 класса опасности (высокоактивные отходы (ВАО)) будут размещены в вертикальных скважинах диаметром 1,3 м, глубиной 75 м между двумя горизонтами (плюс 5 м и минус 70 м), а РАО 2 класса опасности (долгоживущие ВАО и среднеактивные отходы (САО)) – в камерах захоронения.

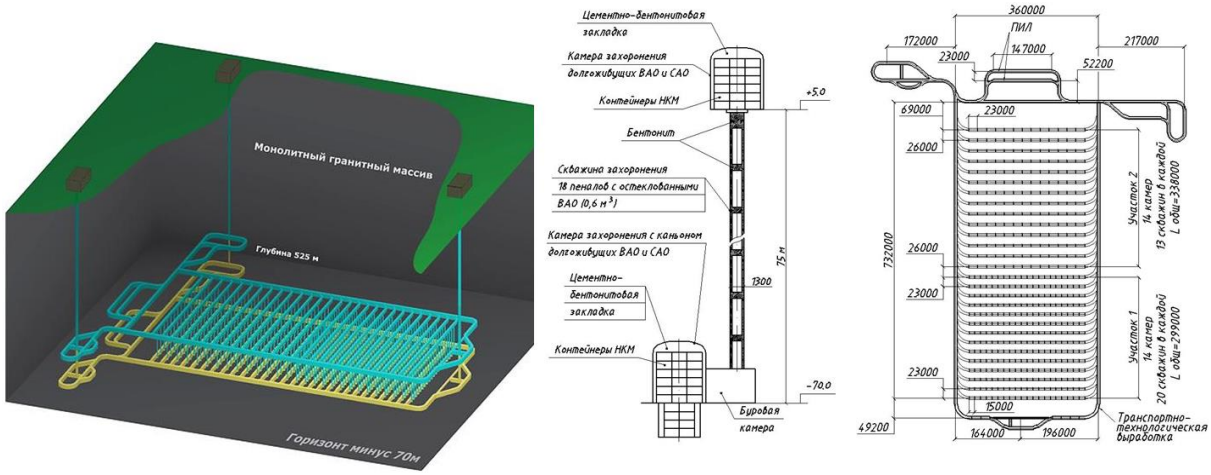
ВАО размещаются в металлических пеналах, по 3 бидона. Объем ВАО в пенале 0,6 м$^3$ (диаметр стекломатрицы 0,6 м), масса 1500 кг, (бидон вмещает примерно 0,2 м$^3$ остеклованной массы весом 500 кг). Пространство между изолирующим контейнером (диаметр ИК – 1,2 м) и стенкой скважины заполняется тиксотропным шликером или бентонитом.

В работе [1] специалистами ИБРАЭ РАН рассмотрено тепловое состояние ПГЗРО и окружающей породы. В расчетах задавался следующий порядок заполнения скважин захоронения. Каждый год, начиная с нулевого, последовательно заполнялся один ряд скважин, сначала на участке 1, затем на участке 2. На первом участке в скважины помещались только ВАО с начальным тепловыделением $q_0$ = 1 кВт/м$^3$. На втором участке – ВАО с начальным тепловыделением $q_0$ = 1,5 кВт/м$^3$. Тепловыделение на обоих участках уменьшается по экспоненциальному закону $q = q_0 \cdot \exp(-Bt)$; $B$ = 0,025 1/год.

Тепловыделение от долгоживущих РАО 2 класса опасности, расположенных в горизонтальных камерах, не учитывалось. Начальная температура во всей расчетной области принимается равной 9°С.

В данной статье описываются подходы к проведению аналитического и численного (метод конечных элементов (МКЭ)) моделирования температурных полей и НДС в связанной постановке (тепло плюс прочность) в области скважин и в массиве пород, окружающих ПГЗРО. Предложен критерий для оценки качества сетки конечных элементов (КЭ). Выполнена оценка прочности массива вмещающих ПГЗРО пород в предположении, что массив является сплошным однородным и изотропным с постоянными по объему характеристиками.

Физико-механические и теплофизические характеристики приведены в таблицах 1 и 2, соответственно. Теплофизические характеристики соответствуют принятым в работе [1].




*а)* *б)* *в)*

*а) общий вид ПГЗРО, б) разрез двух уровней горизонтальных выработок камер с долгоживущими РАО и вертикальной скважины с ВАО, в) вид сверху на горизонт +5 м*

Рис. 1. Схема расположения РАО в ПГЗРО

Таблица 1. Физико-механические характеристики, задаваемые в расчетах

| Материал | Модуль упругости, *E*, МПа | Коэффициент Пуассона, μ | Коэффициент линейного расширения, α, 1/K | Предел прочности, МПа | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| | | | | на сдвиг, $\sigma_s$ | на разрыв, $\sigma_р$ | на сжатие, $\sigma_{сж}$ |
| Вмещающая | $6{,}2 \cdot 10^4$ | 0,22 | $8 \cdot 10^{-6}$ | 10 | 8 | 155 |

| | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| порода (гранит) | | | | | | |
| Инженерные барьеры (бентонит) | 940 | 0,2 | $28 \cdot 10^{-6}$ | — | 0,8 | 7,5 |
| Остеклованные РАО | $7 \cdot 10^{4}$ | 0,25 | $0{,}8 \cdot 10^{-6}$ | — | 35 | 500 |

Таблица 2. Теплофизические характеристики, задаваемые в расчетах

| Материал | Теплопроводность, Вт/(м·К) | Теплоемкость, Дж/(кг·К) | Плотность, кг/м$^3$ |
|---|---|---|---|
| Вмещающая порода (гранит) | 2,91 | 840 | 7200 |
| Инженерные барьеры (бентонит) | 8,1 | 1500 | 2800 |
| Остеклованные РАО | 2,4 | 800 | 2500 |

**1 Верификация тепловых (термоупругих) расчетов МКЭ путем сравнения с аналитическими решениями**

Способом оценки погрешности в случае МКЭ является сопоставление численного решения с аналитическим. В соответствии с таким подходом рассматривается ряд задач, имеющих аналитическое решение. В качестве величины, характеризующей сетку КЭ, представляется удобным принять максимальный относительный перепад температур на одном КЭ, получаемый при решении задачи (выражение (1)):

$$\delta T = \max_i \frac{T\max_i - T\min_i}{T\max_i}, \qquad (1)$$

где $T\max$ и $T\min$ – максимальная и минимальная температура в КЭ номер $i$; максимум берется по всем конечным элементам модели.

Рассматриваются следующие задачи:

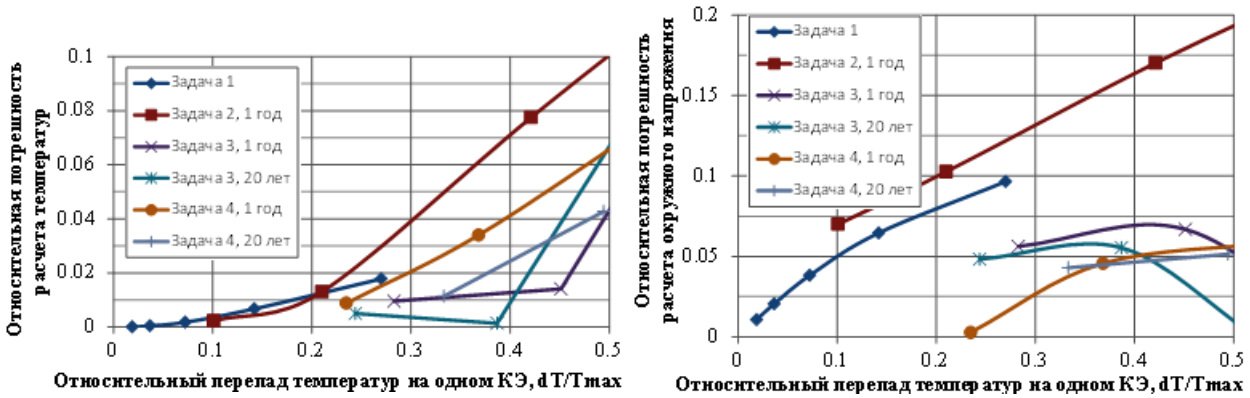
**задача 1** – сплошной шар при постоянном тепловом потоке на поверхности;

**задача 2** – шар с полостью в центре, на наружной поверхности задана температура;

**задача 3** – шар с полостью в центре, на поверхности полости задан постоянный по времени тепловой поток, на наружной поверхности – температура;

**задача 4** – шар с полостью в центре, на поверхности полости задан переменный по времени тепловой поток, на наружной поверхности – температура.

Отличие аналитического и численного решения рассмотренных задач в зависимости от величины критерия (1) приведено на рисунке 2.




*а) – Погрешность температуры;* *б) – Погрешность окружного напряжения;*

Рис. 2. Погрешности определения максимальных температуры и окружного напряжения в зависимости от перепада температур на одном конечном элементе

Для обеспечения 5% точности определения максимальной температуры в МКЭ следует требовать, чтобы перепад температур по элементу не превышал 20%. Погрешность расчета напряжений выше, чем погрешность расчета температур: 5% точности по напряжениям обеспечиваются при перепаде температур на одном элементе не более 5%.

## 2 Распределение температуры в ПГЗРО при моделировании тепловыделяющих элементов набором точечных источников тепла

Принимая во внимание пространственно-временные границы предполагаемой расчетной области ПГЗРО и массива окружающей породы, можно допустить к рассмотрению вариант решения задачи в неограниченном однородном пространстве. Для неограниченного однородного пространства известна зависимость распределения температуры $T(r, t)$ при мгновенном выделении точечным источником энергии $Q$ [2]:

$$T(r,t) = \frac{Q}{\rho c (4\pi a t)^{3/2}} e^{-\frac{r^2}{4at}}, \qquad (2)$$

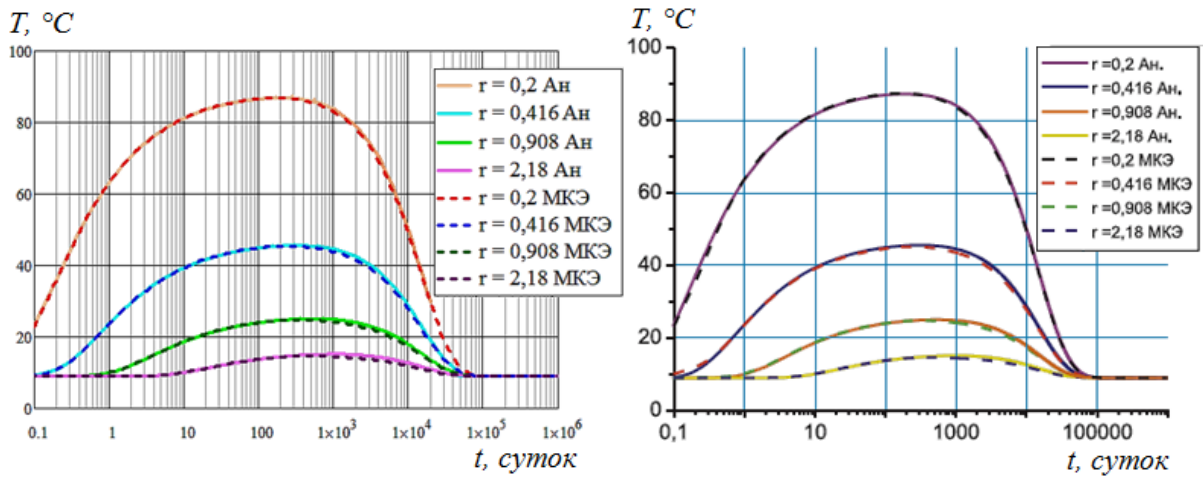
где $a = \frac{\lambda}{\rho c}$; ρ – плотность; $c$ – теплоемкость; λ – теплопроводность.

В случае существования закона изменения мощности источника $\dot{Q}(t)$, температурное поле находится с помощью интегрирования по времени выражения (2). В результате имеем выражение (3):

$$T(r,t)=\int_0^t \frac{\dot{Q}(\theta)}{\rho c(4\pi a(t-\theta))^{3/2}} e^{-\frac{r^2}{4a(t-\theta)}} d\theta, \qquad (3)$$

где $\theta$ – разность времен между моментом наблюдения и моментом тепловыделения.

Проводится решение тестовой задачи рассмотренной в статье [1] ИБРАЭ РАН о точечном источнике тепла. На рисунке 3 а) и б) приведены результаты аналитических и численных решений, полученных в РФЯЦ-ВНИИТФ и ИБРАЭ РАН соответственно. На рисунках приняты обозначения: r – расстояние от источника тепла, [м]; Ан – аналитическое решение; МКЭ – решение задачи методом конечных элементов.




*а) – РФЯЦ-ВНИИТФ;* *б) – ИБРАЭ РАН;*

Рис. 3. Зависимости температуры от времени на расстоянии r от источника тепла

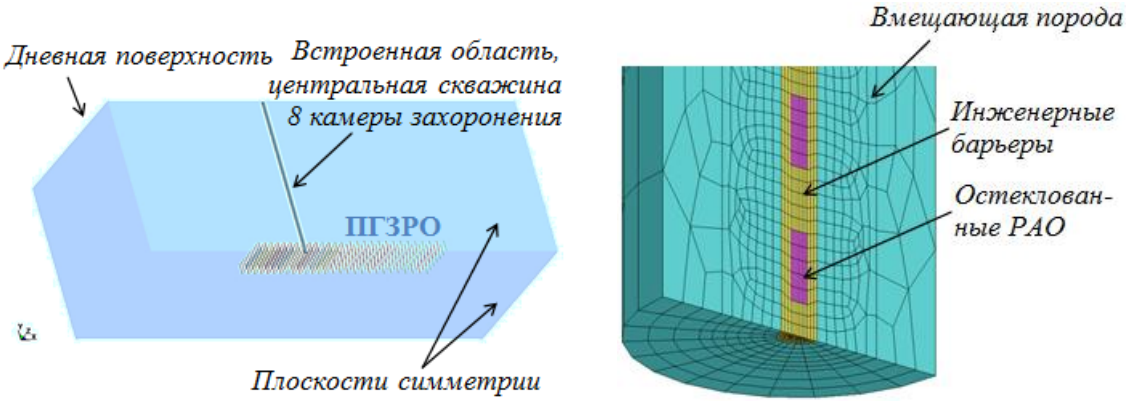
Использование принципа суперпозиции для конечного набора точечных источников позволяет провести расчет распределения температуры в ПГЗРО и его окрестности. При этом один пенал с РАО моделируется одним точечным источником тепла.

**3 Численное моделирование в связанной постановке температурных полей в ПГЗРО, в массиве окружающих пород и их упругого напряженного состояния**

На рисунке 4 показана расчетная модель ПГЗРО и массива окружающих пород. Предполагается, что массив пород является ненарушенным тектоникой гранитным блоком и ПГЗРО находится в центре блока. Модель включает в себя четверть ПГЗРО и массива

окружающих пород, имеет две плоскости симметрии и размер 1500×550×550 м. Внешние границы модели являются свободными от граничных условий. Тепловыделение принято равномерно распределенным вдоль скважины. Все транспортно-технологические выработки и камеры захоронения считались заполненными вмещающей породой с самого начала. Для уточнения теплового и напряженного состояния в области центральной скважины 8-й камеры в конечно-элементную модель введена область с детальным описанием камеры.

Расчеты проводились МКЭ в связанной постановке (тепло плюс прочность) с учетом собственного веса вмещающей породы.




*а) – общий вид;* *б) – встроенная область (центральная скважина 8 камеры)*

Рис. 4. Расчетная модель ПГЗРО и массива окружающих пород

**4 Результаты расчета теплового и напряженного состояния ПГЗРО и массива окружающих пород**

На рисунке 5 показано сопоставление результатов с данными ИБРАЭ РАН [1]. На рисунке 5 приняты обозначения: Ан – аналитическое решение; МКЭ – решение задачи методом конечных элементов.

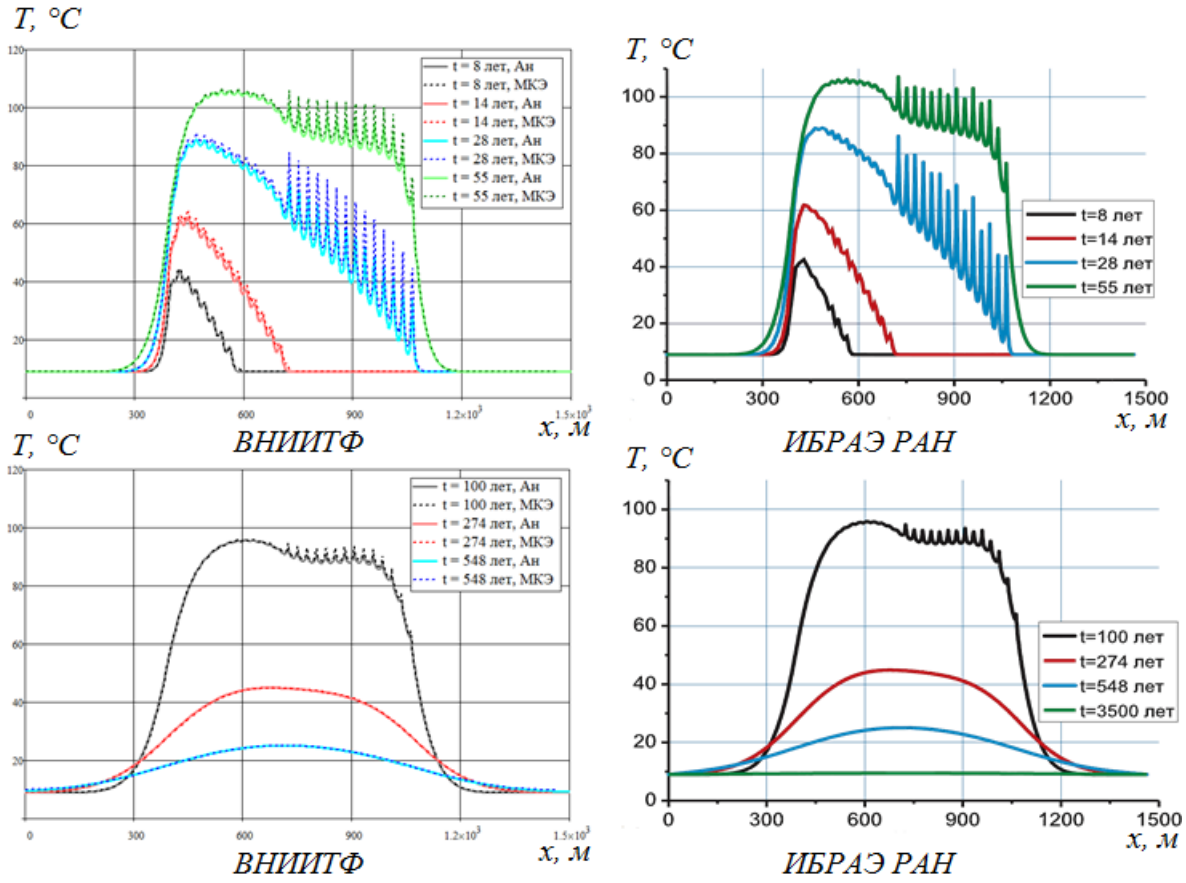



Рис. 5. Пространственные профили температур на этапе разогрева ПГЗРО вдоль горизонтальной оси симметрии

Сдвиговая прочность является определяющей прочностной характеристикой для грунтов. Согласно распространенному для грунтов критерию Кулона-Мора, прочность грунта на сдвиг определяется выражением (4)

$$\tau = \sigma \cdot tg(\varphi) + c\,, \qquad (4)$$

где $\tau$ – предельные касательные напряжения; $\sigma$ – нормальные к площадке сдвига напряжения; $\varphi$ – угол внутреннего трения; $c$ – прочность грунта на срез (сцепление). Для гранита $c$ = 10 МПа; $\varphi$ = 35°.

На рисунке 6 приведены зависимости максимальных значений касательных напряжений, значений прочности гранита в соответствии с критерием Кулона-Мора и минимальных значений коэффициента запаса (правая шкала). Максимальные расчетные значения касательных напряжений составили 13,2 МПа. Минимальное значение коэффициента запаса по критерию Кулона-Мора составило 1,08, при этом относительный перепад температуры в наиболее нагруженном конечном элементе ($\delta T$) составил 0,07.

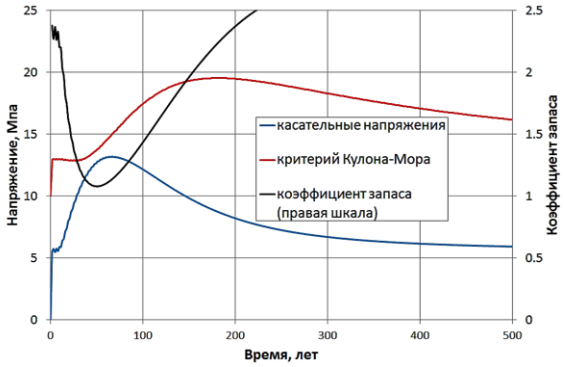



Рис. 6. Изменение максимальных значений касательных напряжений и критерия Кулона-Мора

**Заключение**

Численные решения, полученные в ИБРАЭ РАН и РФЯЦ-ВНИИТФ, хорошо согласуются между собой и соответствуют имеющимся аналитическим решениям, что обеспечивает определенную уверенность в корректности численных процедур расчета теплового состояния ПГЗРО.

Проведенные расчеты для ПГЗРО с 462 скважинами захоронения по 18 контейнеров с РАО 1 класса опасности в каждой, имеющих начальное тепловыделение 1 кВт/м$^3$ на первом участке и 1,5 кВт/м$^3$ на втором участке (без учета тепловыделения РАО 2 класса опасности), показали, что массив вмещающих ПГЗРО пород является теплонапряженным с большой вероятностью повреждения геологической структуры.

В настоящее время существуют значительные неопределенности исходных данных для создания уточненной расчетной модели ПГЗРО. В первую очередь это касается свойств материалов, геометрии геологических структур и принятых проектных решений по ПГЗРО. Проведенные исследования показали, что для получения реалистичной оценки теплового и напряженного состояния захоронения потребуется проведение многовариантных расчетов различными командами специалистов.

**Литература**

1. Н.И. Дробышевский, Е.В. Моисеенко, Р.А. Бутов, Ю.Н. Токарев (Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН), Трехмерное численное моделирование теплового состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве горных пород, Москва, журнал «Радиоактивные отходы», 2017 г., № 1, стр. 64-73.

2. Теплопроводность нестационарных процессов. Москва, Гостехиздат, 1948.

# ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ДЕЙСТВУЮЩИХ ФАКТОРОВ НА ТЕПЛОВОЕ И НАПРЯЖЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПУНКТА ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

*Абрамов А.В.[1], Бекетов А.П.[1], Рыкованов Г.Н.[1], Тулаева Н.Н.[1,2], Хрулев А.Н.[1], Чернявский А.О.[2]*

*[1]РФЯЦ-ВНИИТФ, г. Снежинск, [2]ЮУрГУ, г. Челябинск*

Рассмотрена задача расчета теплового и напряженного состояния (НС) геологической структуры, моделирующей пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) на участке Енисейского Нижнеканского массива (Красноярский край).

Приведены результаты расчета температурных полей и напряженного состояния в области скважин и в массиве вмещающих ПГЗРО пород. Для моделирования использовался метод конечных элементов (МКЭ). В проведенных расчетах рассматривалось влияние на тепловое и напряженное состояние вмещающих ПГЗРО пород таких факторов как: тепловыделение долгоживущих радиоактивных отходов (РАО) 2 класса опасности; тепловыделение высокоактивных отходов (ВАО) 1 класса опасности; влияние тектонических напряжений, действующих в цельном гранитном блоке, на НС вмещающих ПГЗРО пород; влияние неоднородности геологической структуры массива пород и увеличение мощности тепловыделения РАО 1 класса опасности на втором участке захоронения.

Результаты показывают, что температура в ПГЗРО и ограниченном объеме массива пород во многих случаях превышает 100°С, при этом растягивающие, сдвиговые и сжимающие напряжения во вмещающей породе превышают предел прочности гранита.

## Введение

В соответствии с федеральной целевой программой [1] в нашей стране создается подземная исследовательская лаборатория для изучения и обоснования безопасности и отработки глубинного захоронения долгоживущих радиоактивных отходов на участке «Енисейский» Нижне-Канского массива. По результатам исследований будет сделан вывод о возможности обеспечения безопасности окончательного захоронения высоко- и среднеактивных отходов на месте лаборатории, преобразованной в будущем в пункт глубинного захоронения. Для обоснования безопасности окончательного захоронения

необходимо прогнозное моделирование теплового и напряженного состояний геологической структуры на длительный период жизненного цикла пункта глубинного захоронения.

**Расположение и порядок захоронения**

Пункт глубинного захоронения планируется разместить на участке «Енисейский» в Красноярском крае на глубине 525 м, на расстоянии 6 км от г. Железногорска и 4,5 км от р. Енисей. Предназначен для глубинного захоронения долгоживущих ВАО с высоким тепловыделением (РАО класса 1) и долгоживущих высоко- и средне- активных радиоактивных отходов (САО) с незначительным тепловыделением (РАО класса 2). РАО класса 1 планируется захоранивать в вертикальных скважинах глубиной 75 м в толстостенных пеналах, с мощным бентонитовым барьером, РАО класса 2 – в штабелях контейнеров в горизонтальных подземных выработках. На предварительном этапе разработки проекта будет создана подземная исследовательская лаборатория (ПИЛ) [2].

Пункт захоронения будет разделен на два участка (рис. 1). На первом будут размещаться отходы, накопленные до 2010 года, имеющие начальное тепловыделение порядка 1 кВт/м$^3$, на втором - после 2010 года с начальным тепловыделением 1,5 кВт/м$^3$ и экспоненциальным спадом во времени. Каждый год последовательно заполняется один ряд скважин и камер захоронения, сначала на участке 1, затем на участке 2 [3].

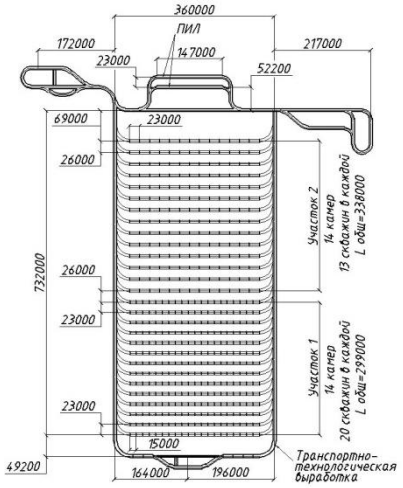



Рис. 1 – Вид сверху на горизонт +5,0 м в балтийской системе координат

Численное моделирование

Знание теплового и напряженного состояния ПГЗРО требуется на всех этапах функционирования хранилища, начиная с загрузки РАО, и является важным аспектом обоснования безопасности ПГЗРО. Рассмотренные в расчетах размеры цельного

гранитного блока будут несколько отличаться от реальных в связи с тем, что проект, возможно, будет претерпевать некоторые изменения, и сейчас мы можем судить только о примерных значениях. Определяющим фактором, влияющим на тепловой режим объектов ПГЗРО, является тепловыделение РАО и физическо-механические свойства вмещающих пород.

Для формирования подходов к анализу безопасности данного объекта необходимо провести оценку влияния различных существующих факторов, которые могут оказывать влияние на тепловое и напряженное состояние массива горных пород, вмещающих ПГЗРО.

Оценка влияния тектонических напряжений

*Расчетная модель* представлена с более подробным моделированием фрагмента скважины захоронения [3]. Предполагалось, что массив пород является сплошным гранитным блоком, начиная от дневной поверхности. Так как хранилище имеет две плоскости симметрии, модель включала в себя четверть ПГЗРО и массива окружающих пород и имела размер 1500×550×550 м (рис. 2) ПГЗРО находится в центре блока на горизонтальной плоскости симметрии. Боковые поверхности блока могут двигаться вдоль осей координат, но не поворачиваться. Конечно-элементная сетка выполнена со сгущением в зоне максимальных напряжений.

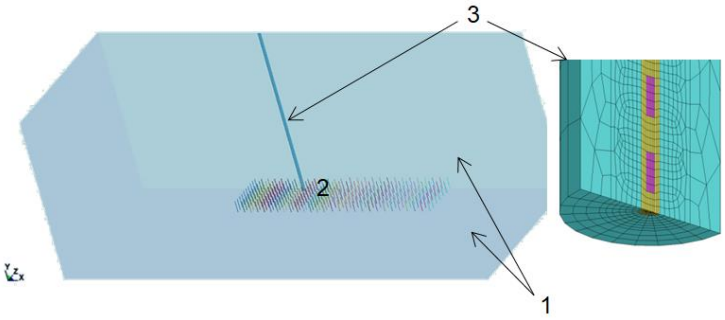



Рис. 2 – Расчетная модель четверти ПГЗРО и массива горных пород: 1 – плоскость симметрии; 2 – пункт захоронения; 3 – наиболее нагруженная скважина

При формировании расчетной области были сделаны упрощения, аналогичные расчетам ИБРАЭ РАН [4]. Тепловыделение было принято равномерно распределенным вдоль скважины, материалы инженерных барьеров сгруппированы в один материал с усредненными свойствами. Все транспортно-технологические выработки и камеры захоронения считались заполненными вмещающей породой с самого начала.

Предполагалось, что тепловыделение РАО 1 класса уменьшается по экспоненциальному закону

$$q = q_0 \cdot \exp(-t/t_0), \quad (1)$$

где q — текущее тепловыделение, Вт; t — время; $q_0$ — начальное тепловыделение, Вт; $t_0$ - время, за которое начальное тепловыделение уменьшается в е раз (в расчетах принималось равным 40 годам). Значение начальной мощности для участка 1 принималось равным 1,0 кВт/м$^3$, для участка 2 — равным 1,5 кВт/м$^3$. Расчеты проводились методом конечных элементов (МКЭ) в связанной постановке (тепло плюс прочность) с учетом собственного веса вмещающей породы массива.

Согласно данным работы [5] в цельном гранитном блоке, в котором будет размещаться ПГЗРО, главные сжимающие напряжения $\sigma_3$, вызванные тектоническим воздействием, могут достигать 30 МПа при напряжении бокового отпора порядка 1/3 $\sigma_3$.

Проведены расчеты для трех вариантов тектонического воздействия: тектонические напряжения отсутствуют ($\sigma_x$=0 МПа, $\sigma_z$=0 МПа); главные сжимающие тектонические напряжения $\sigma_3$ направлены вдоль оси симметрии ПГЗРО ($\sigma_x$=30 МПа, $\sigma_z$=10 МПа) и вдоль оси камер захоронения ПГЗРО ($\sigma_x$=10 МПа, $\sigma_z$=30 МПа). Данные варианты рассматривались применительно к сплошному гранитному массиву с ПГЗРО и вблизи наиболее тепло-напряженной скважины нагруженной.

Для анализа прочности грунтовых массивов используется критерий Кулона-Мора [3]. Теплофизические и физико-механические свойства материалов, принятые в расчете подробно описаны в работе [3].

*Результаты расчета с учетом тектонических напряжений показали:* наличие сжимающих напряжений, связанных с тектоническим воздействием, положительно сказывается на напряженном состоянии массива вмещающих ПГЗРО пород находящихся под действием температурного градиента.

Наличие тектонических напряжений с максимальным уровнем в 30 МПа, с учетом действия температурных напряжений от захороненного РАО, приводят к снижению коэффициентов запаса прочности массива вмещающих ПГЗРО пород до опасных значений вблизи скважин захоронения. Аналогичное снижение прочности массива следует ожидать вблизи камер захоронения и транспортно-технологических выработок.

**Результаты расчетов на модели с неоднородной геологической структурой**

На предыдущих этапах анализа теплового и напряженного состояния ПГЗРО использовалась модель с двумя плоскостями симметрии (одна четверть ПГЗРО) без учета геологической структуры массива (рис. 2) Усложним используемую в расчетах КЭ модель. На рисунке 3 показана расчетная модель, разработанная с учетом геологической структуры массива, вмещающего ПГЗРО.

Для слоев породы имеющих крупноблочную трещиноватую структуру и осадочных пород Енисейского Нижнеканского массива физико-механические свойства нам не известны. В расчетах была учтена только их повышенная деформационная способность заданием более низкого модуля упругости материала. Для цельного гранитного массива $E = 6{,}2 \cdot 10^4$ МПа, для крупноблочной трещиноватой структуру $E = 1{,}0 \cdot 10^4$ МПа, для осадочных пород $E = 0{,}1 \cdot 10^4$ МПа. Теплофизические свойства для всех слоев задавались одинаковыми. Коэффициент Пуассона для слоев был принят равным 0,22, коэффициент линейного расширения $\alpha = 8 \cdot 10^{-6}$ 1/K.

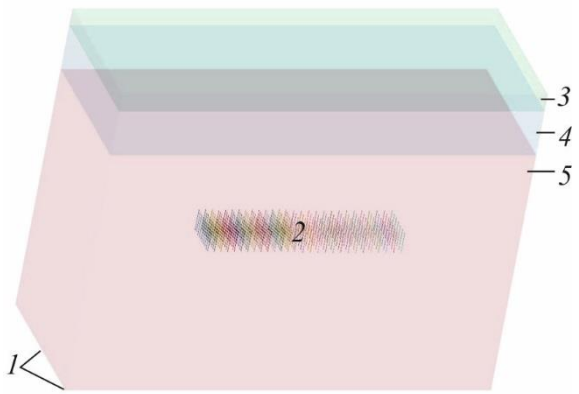



Рис.3 – Модель с неоднородной геологической структурой: 1 – плоскость симметрии;

*2 – пункт захоронения; 3 – осадочные породы до 60 м; 4 – крупноблочные скальные породы до 150 м; 5 – монолитно гнейсовый массив от 150 м*

Начальное тепловыделение задавалось равным 1,0 кВт/м$^3$ для 1-го участка ПГЗРО. Для 2-го участка ПГЗРО начальное тепловыделение задавалось 1,5 кВт/м$^3$ .

Распределения температурных полей, полученных на полной модели с учетом неоднородности геологической структуры для начального тепловыделения на 2-ом участке ПГЗРО 1,5 кВт/м$^3$, полностью совпадают с результатами, полученными на упрощенной модели с горизонтальной плоскостью симметрии и аналитическими решениями работы [3].

Максимальное напряженное состояние реализуется при моделировании неоднородной структуры (рис.4,б). При повышении уровня начального тепловыделения с 1,5 кВт/м$^3$ до 2 кВт/м$^3$ область прогнозируемого разрушения увеличивается.

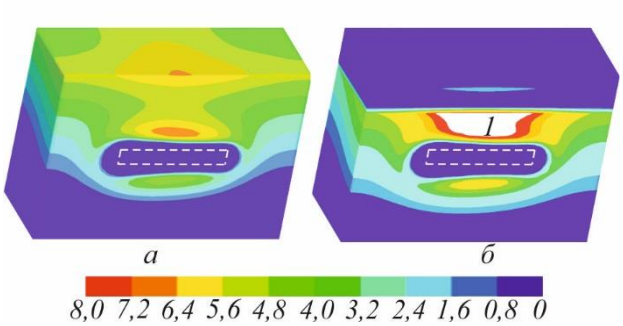



Рис. 4 – Распределение главного растягивающего напряжения σ1 в цельном однородном гранитном массиве (а) и массиве с неоднородной структурой (б) через 70 лет с начала заполнения пункта захоронения отходов: 1 – пункт захоронения; 2 – зона трещинообразования

Проведенная оценка напряженного состояния цельного гранитного блока на модели с неоднородной геологической структурой показала:

– Параметры напряженного состояния превышают предел прочности гранита для всех рассмотренных вариантов тепловыделения РАО на 2-ом участке;

– На результаты расчета напряженного состояния оказывает влияние размер моделируемой области массива, граничные условия его закрепления и размер цельного гранитного блока, в котором будет располагаться ПГЗРО;

– На величину возникающих максимальных напряжений в цельном гранитном блоке, в котором расположен ПГЗРО, существенное влияние оказывает толщина сплошного массива над ПГЗРО, чем она больше, тем меньше напряженное состояние массива пород;

– Выбранный объем (4 500 м$^3$) и плотность захоронения в скважинах РАО 1 класса опасности (ВАО) с тепловыделением от 1,0 кВт/м3 до 2,0 кВт/м3, без учета тепловыделения РАО 2 класса опасности (долгоживущие (ВАО, САО)), располагаемых в горизонтальных камерах, является предельным, когда зона разрушения породы еще носит локальный характер [3].

**Результаты расчетов на модели с уменьшенной в 2 раза загрузкой скважин второго участка захоронения ПГЗРО**

В предыдущей главе было показано, что параметры напряженного состояния вмещающего ПГЗРО массива пород превышают предел прочности материала массива. В связи с этим, проведены расчеты на модели с неоднородной геологической структурой для половинной загрузки скважин первого и второго участка захоронения.

Анализ результатов покал, снижение максимальной температуры примерно в два раза, а также параметры напряженного состояния не превышают предел прочности материала вмещающего ПГЗРО массива для половинной загрузки контейнеров с ВАО.

**Оценка влияния тепловыделения РАО 2 класса**

В расчетах задавалось начальное тепловыделение РАО 1 класса 1,0 кВт/м$^3$ на первом участке ПГЗРО, 1,5 кВт/м$^3$ – на втором. Тепловыделение РАО класса 2 уменьшается по экспоненциальному закону (1). Оценки проведены для двух вариантов – время, за которое начальное тепловыделение уменьшается в е раз (параметр $t_0$), принималось равным 40 лет и 500 лет. Моделировалось постепенное заполнение ПГЗРО, при этом каждый год заполнялись скважины одной камеры захоронения РАО 1 класса и верхняя и нижняя соответствующие камеры РАО 2 класса.

Расчеты показали, что распределения температурных полей, полученных на неоднородности геологической структуры, полностью совпадают с результатами аналитических решений [3]. Тепловыделения РАО 2 класса не должно превышать (5,0 – 10,0) Вт/м$^3$.

Тепловыделения РАО 2 класса оказывают существенное влияние тепловыделения РАО 2 класса на напряженное состояние массива. На напряженное состояние вмещающего ПГЗРО массива влияет как уровень начального тепловыделения РАО 2 класса опасности, так и параметр $t_0$ (время, за которое начальное тепловыделение РАО 2 класса опасности уменьшается в е раз). При начальном тепловыделении РАО 2 класса 10 Вт/м$^3$ при $t_0 = 40$ лет максимальные уровни напряжений в массиве возрастают на (20…30)%. При $t_0 = 500$ лет максимальные уровни напряжений в массиве возрастают в два раза, что приводит к увеличению зоны возможного повреждения массива. При начальном тепловыделении РАО 2 класса 100 Вт/м$^3$ зона повреждения распространяется на весь массив (рис.5).

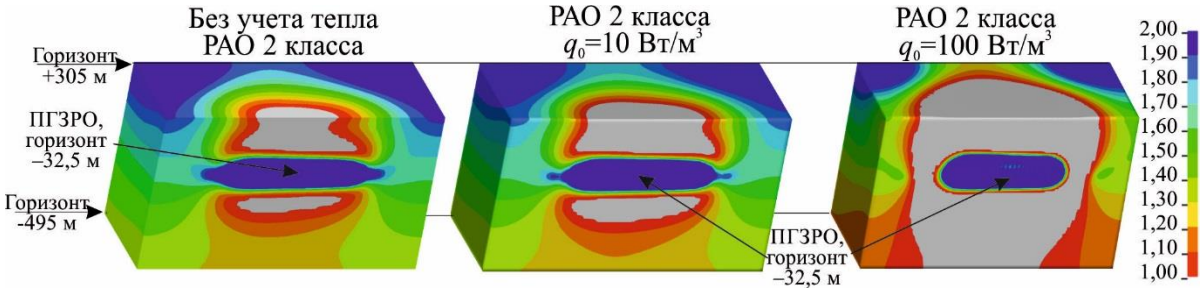



Рис. 5 – Распределение коэффициентов запаса прочности по критерию Кулона-Мора

**Заключение**

Проведены численные и аналитические исследования теплового и напряженного состояния на геологической структуре, моделирующей участок пород Енисейского Нижнеканского массива (Красноярский край), включающего пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов. В проведенных расчетах рассмотрено влияние на

тепловое и напряженное состояние вмещающих ПГЗРО пород таких факторов как: тепловыделение долгоживущих радиоактивных отходов (РАО) 2 класса опасности; тепловыделение высокоактивных отходов (РАО) 1 класса опасности; влияние тектонических напряжений действующих в цельном гранитном блоке на НС вмещающих ПГЗРО пород; влияние неоднородности геологической структуры массива пород и увеличение мощности тепловыделения РАО 1 класса опасности на втором участке захоронения.

Полученные результаты описывают пространственное и временное изменение температуры и напряженного состояния внутри объема ПГЗРО и окружающей породы. Результаты показывают, что температура в ПГЗРО и ограниченном объеме массива пород во многих случаях превышает 100°С, при этом растягивающие, сдвиговые и сжимающие напряжения во вмещающей породе превышают предел прочности гранита.

На основании экспериментального изучения свойств массива пород следует определить критериальные параметры по температуре и напряженному состоянию геологических пород, когда цельный массив, в котором планируется размещение ПГЗРО, при длительном сроке эксплуатации будет оставаться прочным.

Изменение температурного и напряженного состояния массива пород вмещающих ПГЗРО возможно за счет оптимизации объемов, величин тепловыделения, плотности захоронения РАО 1 и 2 класса опасности на первом и втором участке ПГЗРО.

**Литература**

1 Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2030 года (ФЦП ЯРБ-2)», Постановление Правительства РФ № 506-12 от 02.06.2014 и № 1641 от 22.12.2018 — URL: www/фцп-ярб2030.рф.

2 Подземная исследовательская лаборатория в Нижнеканском массиве – наш самый наукоемкий проект. Атомная энергия 2.0, 2018. www.atomic-energy.ru

3 *Абрамов А.В., Бекетов А.П., Рыкованов Г.Н., Хрулев А.Н., Чернявский А.О.* Аналитическое и численное моделирование теплового и напряженного состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов. Препринт РФЯЦ-ВНИИТФ № 261, 2019. 35 с.

4 *Н.И.Дробышевский, Е.В. Моисеенко, Р.А. Бутов, Ю.Н. Токарев.* Трехмерное численное моделирование теплового состояния пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве горных пород, Москва, журнал «Радиоактивные отходы», 2017 г., № 1, стр. 64-73.

*5 В.Н. Морозов, В.Н. Татаринов, В.И. Кафтан, А.И. Маневич*. Подземная исследовательская лаборатория и сейсмические аспекты безопасности, Москва, журнал «Радиоактивные отходы». 2018 г., № 3 (4), стр. 16-29.

# ПРОГНОЗИРОВАНИЕ ПОСТУПЛЕНИЯ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ ИЗ ОСТЕКЛОВАННЫХ МАТРИЦ ВАО ПОДЗЕМНЫХ ХРАНИЛИЩ СКВАЖИННОГО ТИПА

*Малахова А.Н.*

*РХТУ им. Д.И. Менделеева*

Годовой объём отходов мировой атомной промышленности весьма значителен, в связи с чем накапливаются большие объёмы РАО, безопасное захоронение которых требует учёта множества специфических факторов. Существует угроза радиационного загрязнения окружающей среды, облучения населения и персонала объектов экономики.

Наибольшую опасность для окружающей среды представляют высокорадиоактивные отходы (ВАО), для которых характерно наличие трансурановых радионуклидов с большими периодами полураспада и высоким тепловыделением. Согласно рекомендациям Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) единственным безопасным вариантом изоляции ВАО от биосферы в долгосрочной перспективе являются глубинные геологические захоронения.

Период времени, необходимый для снижения радиоактивности отходов до безопасных уровней, зависит от их исходной активности, радионуклидного и химического состава.

Для направляемых на захоронение РАО этот период времени не превышает 1 тыс. лет, при этом для отходов низкого уровня активности (менее $3{,}7\times10^{5}$ Бк $л^{-1}$ или $1{,}0\times10^{-5}$ Ки $л^{-1}$) он не превышает 300 лет. Длительность периода снижения активности отходов обусловлена составом содержащихся в них осколочных нуклидов с периодом полураспада не более 30 лет (изотопы стронция, цезия, рутения, церия и др.). После распада осколочных нуклидов токсичность отходов определяется входящими в их состав химическими компонентами и микроконцентрациями долгоживущих актинидов, содержащихся в отходах в виде примесей.

Концепция мультибарьерной защиты предполагает сочетание естественных и инженерных барьеров выноса радионуклидов. Естественным барьером для транспорта

радионуклидов являются изолирующие свойства пород, окружающих подземное хранилище ВАО (кристаллические породы интрузивного, эффузивного и метаморфического происхождения, а также глины, каменная соль и ангидрит). Матрица-консервант, стальной контейнер и буферный материал представляют собой инженерные барьеры. Схема инженерных барьеров приведена на рисунке 1.

**Рисунок 1.** Схема инженерных барьеров

Основным инженерным барьером является консервирующая матрица, и основное её назначение – воспрепятствовать переходу радионуклидов в результате выщелачивания (растворения) в подземные воды. Степень надёжности матрицы оценивается по скорости выщелачивания из неё радионуклидов подземными водами, а также устойчивостью к повышенным температурам.

Второй инженерный барьер – защитный стальной контейнер для твёрдых ВАО. Контейнер предназначен для того, чтобы изолировать ВАО от подземных вод, просочившихся через буферный слой после консервации хранилища и заполнения его пустот подземными водами. Однако время нарушения целостности контейнера значительно меньше времени предполагаемой эксплуатации захоронения ВАО, вследствие чего контейнеры не могут обеспечить безопасность хранилища радионуклидов. В связи с этим в данной работе при моделировании поведения системы стальной контейнер не учитывался. Основными компонентами системы инженерных барьеров служат матрица-консервант и буферный слой из бентонитовых глин.

Буферный слой предназначен для ограничения диффузионного переноса радионуклидов подземными водами из хранилища даже в случае разрушения контейнера и деградации консервирующих свойств матрицы. Следовательно, он должен иметь низкую проницаемость и значимо превосходить вмещающие породы по сорбционным свойствам в отношении наиболее опасных радионуклидов. Буферный слой также служит для отведения тепла от контейнера с ВАО, так как для них характерно интенсивное

тепловыделение, а химическая устойчивость консервирующих матриц при взаимодействии с подземными водами существенно зависит от температуры.

Основным параметром с точки зрения экономической эффективности захоронения является возможность поместить в него максимальный объём ВАО при соблюдении условий безопасности захоронения для окружающей среды. Следовательно, расчёт оптимальных параметров производится посредством поиска максимально допустимого значения радиуса матрицы-консерванта, содержащей остеклованные ВАО. Кроме того, исходя из радиуса скважины, толщина буферного слоя, заполняющего пространство между контейнером и горными породами, подбирается наименьшая, обеспечивающая безопасность захоронения.

Целью данной работы является разработка алгоритма прогнозирования поступления техногенных радионуклидов америций Am-241 и кюрий Cm-244 в окружающую среду из подземных хранилищ ВАО скважинного типа. Основная задача заключалась в определении оптимальных параметров инженерных барьеров скважинного захоронения остеклованных высокорадиоактивных отходов – радиус матрицы-консерванта и толщины буферного слоя, позволяющих не допустить распространение загрязнителей в подземные воды выше уровня предельных значений удельной активности период захоронения до 1000 лет.

Оптимальные параметры мультибарьерной защиты определялись посредством математического моделирования поведения системы, состоящей из алюмофосфатной матрицы-консерванта, стального контейнера, буферного слоя из бентонитовых глин и вмещающих горных пород, в рассматриваемом случае – гнейсов, при глубине захоронения 2000 м.

В качестве объекта исследования рассматривались актинид-содержащие остеклованные ВАО с массовой долей актинидов 0,05%, представленные Am-241 и Cm-244 с их относительным содержанием в общей массе актинидов 90% и 10%, соответственно. Тепловыделение обусловлено процессами распада содержащихся в матрице радионуклидов и их дочерних элементов. Учтены цепочки распада америция и кюрия до второго дочернего элемента.

Критическим параметром для определения размера матрицы-консерванта является значение температуры в матрице, повышение которой обусловлено тепловыделением в результате распада радионуклидов. Температура остеклованной матрицы не должна превышать 400 K (126,85 ºC).

В рассматриваемом нами случае начальная температура не задана, а устанавливается из интенсивности тепловыделения в отходах.

Было установлено, что в соответствии с задачами работы, уравнение для прогонки по методу Якоби принимает вид:

$$-\frac{a\Delta t}{2(\Delta r)^2}\frac{(r_j+\frac{\Delta r}{2})}{r_j}T_{j+1}^{n+1}+\left[1+\frac{a\Delta t}{2(\Delta r)^2}\frac{(r_j+\frac{\Delta r}{2})}{r_j}+\frac{a\Delta t}{2(\Delta r)^2}\frac{(r_j-\frac{\Delta r}{2})}{r_j}\right]T_j^{n+1}-\frac{a\Delta t}{2(\Delta r)^2}\frac{(r_j-\frac{\Delta r}{2})}{r_j}T_{j-1}^{n+1}=$$

$$T_j^n+\frac{a\Delta t}{2\Delta r*r_j}\left\{\frac{T_{j+1}^n-T_j^n}{\Delta r}\left(r_j+\frac{\Delta r}{2}\right)-\frac{T_j^n-T_{j-1}^n}{\Delta r}\left(r_j-\frac{\Delta r}{2}\right)\right\} \quad (2)$$

где $a$ – температуропроводность, $T_j^n$ – температура, $r_j$ – радиус, где $n$ – индекс по координате, $j$ – индекс по времени. Далее производится прогонка этого уравнения по методу Якоби.

На основе полученного уравнения в среде программирования Fortran 4 была написана программа для расчёта зависимости температуры от расстояния от источника. Она была просчитана для различных промежутков времени (100, 200 и 1000 лет с момента захоронения) и для различных значений радиуса блоков ВАО. Это позволяет оценить динамику изменения температурного воздействия и определить, на каком этапе и при каком значении радиуса матрицы остеклованных ВАО может достигаться критическая температура её деградации 126.85ºС. Соответствующие графики представлены на рисунке 2.

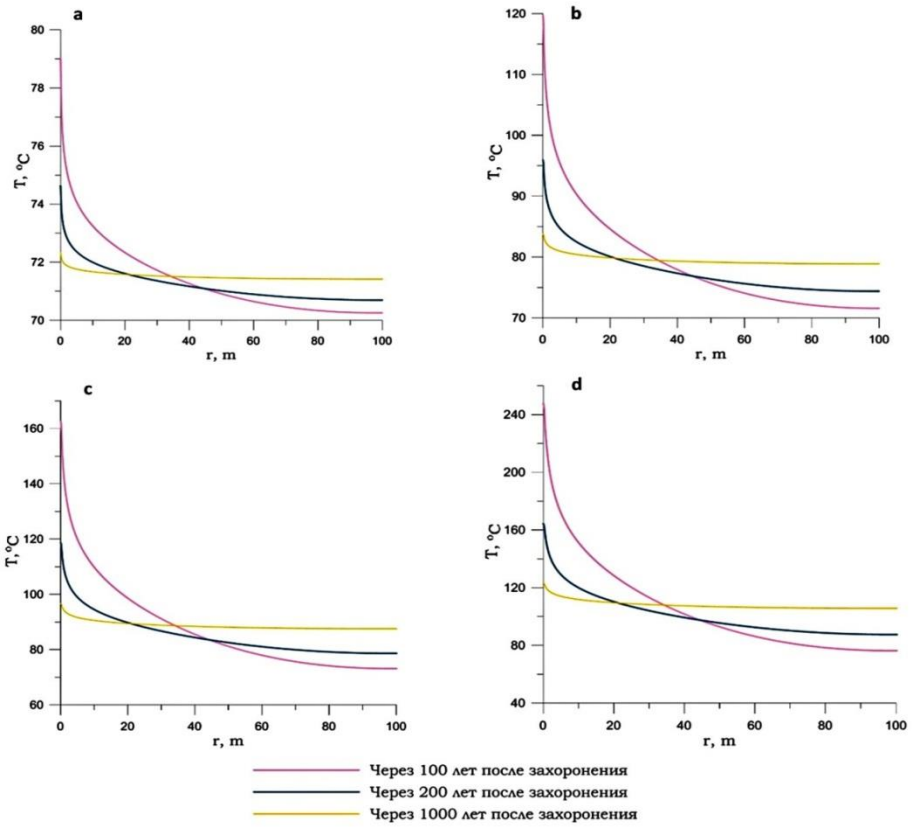



**Рисунок 2.** Зависимость температуры от расстояния от источника при радиусе матрицы: **a** – 0.10 м; **b** –0.25 м; **c** – 0.35 м; **d** –0.50 м.

Исходя из представленных графиков видно, что разная толщина матрицы влияет на величину температуры на граничном слое матрица-буфер, но практически не оказывает влияния на характер распределения температуры в зависимости от расстояния от скважины и от времени, прошедшего с момента захоронения. Также можно отметить, что меньший радиус блока остеклованных ВАО приводит к менее интенсивному выщелачиванию радионуклидов (Am-241, Cm-244) вследствие того, что в блоке меньшего диаметра генерируется меньшее количество тепла (следовательно, меньше температура и, за счёт чего меньше интенсивность выщелачивания).

Наибольшим значением радиуса, при котором не превышается критическая температура, согласно полученным данным, является 0.25 м. Эта величина предлагается как оптимальная в рассматриваемом случае.

За счёт выщелачивания консервирующей матрицы содержащиеся в ней радионуклиды поступают в подземные воды. Дальнейший перенос радионуклидов от контейнера через буферный слой и непосредственно примыкающий к нему слой горных пород (т.н. ближнее поле хранилища) осуществляется за счёт молекулярной диффузии.

Точно так же, как и распределение температур, распределение концентраций в буферном слое и ближнем поле хранилища симметрично относительно оси контейнера, а вне торцевой части контейнеров ещё и инвариантно относительно сдвига вдоль оси контейнера.

Обозначив $C_j^n = C(t_n, r_j)$, без учета радиоактивного распада конечно-разностные соотношения для интегрирования уравнения (4) по t запишутся в виде:

$$C_j^{n+1} = C_j^n + \frac{\Delta t}{r_j(r_{j+1}-r_{j-1})}\left(D_{j+\frac{1}{2}} \cdot \frac{r_j+r_{j+1}}{2(r_{j+1}-r_j)} \cdot \left(C_{J+1}^{n+1} + C_{J+1}^n - C_j^{n+1} - C_j^n\right) - D_{j-\frac{1}{2}} \cdot \frac{r_j+r_{j+1}}{2(r_j-r_{j-1})}\left(C_j^{n+1} + C_j^n - C_{j-1}^{n+1} - C_{j-1}^n\right)\right) \quad (8)$$

где

$$D_{j+\frac{1}{2}} = D_{eff}\left(\frac{r_j+r_{j+1}}{2}\right), \quad D_{j-\frac{1}{2}} = D_{eff}\left(\frac{r_j+r_{j+1}}{2}\right)$$

C – массовая доля радионуклида в подземных водах (массовая концентрация), $D_{eff}$ – эффективное значение коэффициента молекулярной диффузии.

При расчёте массопереноса радионуклидов использовано уравнение (8).

Толщину буферного слоя предполагается подбирать, ориентируясь на наименьшие значения, при которых обеспечивается безопасность захоронения. В качестве критерия безопасности захоронения отходов использовали непревышение установленных Нормами радиационной безопасности нормативов по содержанию исследуемых радионуклидов в подземных водах (согласно СанПиН 2.6.1.2523-09, 2009). Значение уровней вмешательства для Am-241 в воде составляет 0.69 Бк кг$^{-1}$, что при пересчёте в концентрацию составит $5.44 \cdot 10^{-12}$ кг м$^{-3}$ радионуклида, и 1.1 Бк кг$^{-1}$ для Cm-244, что при пересчёте в концентрацию составит $3.67 \cdot 10^{-13}$ кг м$^{-3}$ радионуклида.

Сравнение концентраций америция и кюрия при выбранном радиусе матрицы-консерванта и различных вариантах толщины буферного слоя приведено на рисунке 3.

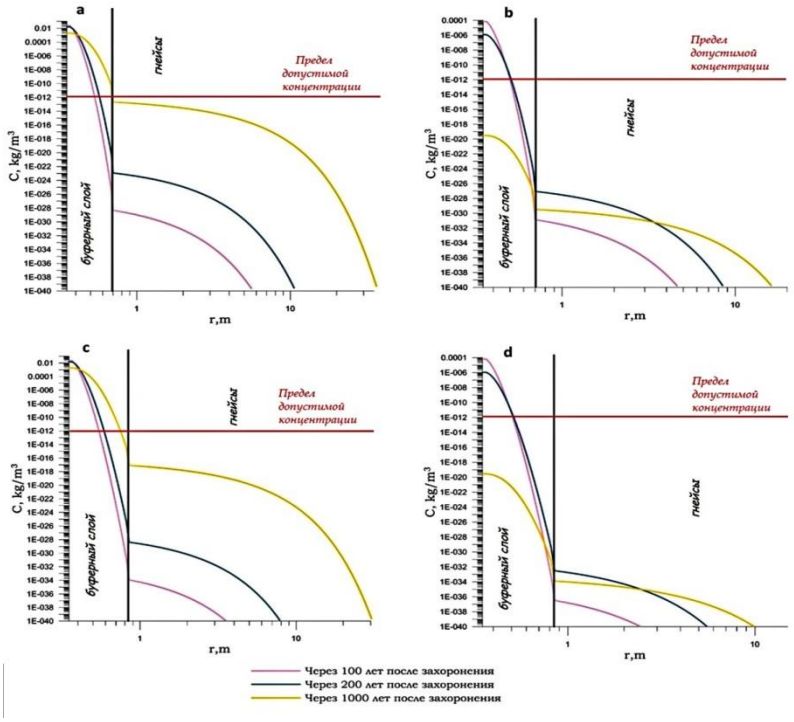



**Рисунок 3.** Зависимость концентрации америция (**a, c**) и кюрия (**b, d**) от расстояния от источника (**a, b –** радиус матрицы 0.25 м, толщина буфера 0.25 м; **c, d –** радиус матрицы 0.25 м, толщина буфера 0.50 м)

Концентрации америция в подземных водах в несколько раз превышают концентрации кюрия, что связано с различием в периодах полураспада данных радионуклидов $T_{1/2}$(Am-241) = 432 года, $T_{1/2}$(Cm-244) = 18,1 лет и их концентрации в отходах. Период полураспада америция более чем в 20 раз превышает период полураспада кюрия, при рассматриваемых временных промежутках значительная часть кюрия распадается, что сказывается на снижении его концентрации. В связи с этим, определяющей является концентрация америция.

Из рисунка 3 видно, что при толщине буферного слоя 0,25 м концентрации Am-241 и Cm-244 не превышают предельные значения при рассматриваемых условиях на границе буферного слоя с горными породами. На временном промежутке 1000 лет концентрации америция отстают от предельно допустимых на порядок. Следовательно, в данных условиях моделирования уменьшать далее толщину буферного слоя нецелесообразно.

**Выводы**

Безопасная изоляция ВАО в подземных хранилищах обеспечивается за счет использования инженерных (консервирующая стеклоподобная матрица для иммобилизации радиоактивных компонентов ВАО и буферный слой между контейнерами с ВАО и вмещающими породами) и естественных барьеров (массив пород, отделяющий хранилище от биосферы). Надёжность инженерных барьеров определяется химической

устойчивостью матрицы к взаимодействию с подземными водами и сорбционными свойствами материала буферного слоя по отношению к долгоживущим радионуклидам. В ходе работы разработан алгоритм прогнозирования распространения техногенных радионуклидов Am-241 и Cm-244 из остеклованных матриц ВАО в окружающую среду. С использованием алгоритма определены оптимальные параметры инженерных барьеров для остеклованной матрицы, содержащей ВАО с массовой долей актинидов 0.05% (90% Am-241 и 10% Cm-244), позволяющие обеспечить соблюдение установленных нормативов по содержанию радиоактивных загрязнителей в подземных водах на протяжении 100, 200, 1000 лет. Продемонстрировано, что при оценке оптимальной толщины буферного слоя определяющим является содержание Am-241 в ВАО, что обусловлено как характеристиками распада радионуклида, так и его концентрацией в рассматриваемом типе отходов.

Разработанный алгоритм может быть применен для определения оптимальных параметров мультибарьерной защиты при глубинном захоронении радиоактивных отходов с целью долгосрочного прогнозирования недопущения загрязнения подземных вод техногенными радионуклидами в районах размещения подземных хранилищ ВАО скважинного типа.

Литература

1. Ахмедзянов В.Р., Лащёнова Т.Н., Максимова О.А. 2008. Обращение с радиоактивными отходами: учебное пособие / под ред. Касьяненко А.А. – М.: ИАЦ «Энергия», 264 с.

2. Гупало В.С. 2017. Оценка долговременных изменений фильтрационных характеристик зоны техногенной и природной трещиноватости объектов подземной изоляции ВАО. – ГИАБ, №12, с. 115-121. DOI: 10.25018/0236-1493-2017-12-0-115-121

3. Зотов А.В., Левин К.А., Магазина Л.О. и др. 1996. Взаимодействие алюмофосфатного стекла с водой при повышенных температурах. – Геохимия, № 9, с. 891–904.

4. Лаверов Н.П., Канцель А.В., Лисицын А.К., Омельяненко Б.И., Пэк А.А., Сельцов Б.М., Филоненко Ю.Д. 1991. Основные задачи радиогеоэкологии в связи с захоронением радиоактивных отходов. – Атомная энергия, т.71, вып. 6, с. 523-534.

5. Мальковский В.И. 2008. Моделирование процессов переноса в геосфере. Учеб. пособие. – М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 124 с.

6. Самаров В.Н., Непомнящий В.З., Комлева Е.В. 2016. Российская современная система захоронения радиоактивных отходов. – Наука. Общество. Государство, №3 (15), с. 133-142.

7. СанПиН 2.6.1.2523-09. 2009. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009, утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 № 47: ввод в действие с 01.09.2009. – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 100 с.

8. Хаперская А.В. 2012. Проблемы обращения с ОЯТ в России и перспективы их решения. – Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, № 3. Электронный ресурс. URL: http://www.atomic-energy.ru/articles/2015/04/01/55910

9. Шищиц И.Ю. 2008. Обеспечение экологической безопасности при изоляции промышленных и радиоактивных отходов. – М.: Изд-во Горная книга, МГГУ, 305 с.

10. Grambow B., Faftahi M., Montavon G., Moisan C., Giffaut E. 2006. Sorption of Cs, Ni, Pb, Eu (III), Am (III), Cm, Ac(III), Tc(IV), Th, Zr, and U(IV) on MX80 bentonite: An experimental approach to assess model uncertainly. – Radiochimica Acta, v. 94, pp. 627-636.

# УПРОЩЕННАЯ МОДЕЛЬ ПЕРЕНОСА РАДИОНУКЛИДОВ В ТРЕЩИНОВАТЫХ КРИСТАЛЛИЧЕСКИХ ПОРОДАХ ДЛЯ ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫХ ОЦЕНОК БЕЗОПАСНОСТИ ЗАХОРОНЕНИЯ РАО КЛАССА 1 НА УЧАСТКЕ ЕНИСЕЙСКИЙ

*Богатов С.А., Крючков Д.В.*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Введение

Обеспечение и обоснование долговременной безопасности являются основными проблемами пунктов глубинного захоронений радиоактивных отходов (ПГЗРО). В полной мере это относится и к проектируемому в настоящее время ПГЗРО РАО классов 1,2 на участке «Енисейский» (Красноярский край) [1,2] (далее - ПГЗРО(уЕ). Возможность сооружения и окончательный облик ПГЗРО(уЕ) должны быть определены по результатам работ подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ). Общее видение и последовательность работ по сооружению ПИЛ и ПГЗРО НКМ определяются утвержденной ГК «Росатом» «Стратегией создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов» [3].

В данной работе сделана попытка экстраполяции гидрогеологических условий существенно лучше исследованных площадок размещения ПГЗРО в кристаллических породах (в Финляндии и Швеции) на пока не определенные параметры ПГЗРО(уЕ). Рассматривается консервативный сценарий – субгоризонтальной миграции ПВ до ближайшего сообщающегося с поверхностью разрывного водопроводящего нарушения (рис. 1), и оцениваются возможные значения параметров, позволяющих оценить адвективный перенос радионуклидов в слабопроницаемых трещиноватых кристаллических породах. К оцениваемым параметрам на рисунке 1 относятся: L – средняя длина миграции[10] до разрывного нарушения, м; W – средняя (по горизонтали) ширина трещины, м; Q – поток ПВ в трещине, $м^3$/год; 2b – апертура (раскрытие) трещины,

[10] В модели миграция по сети связанных водопроводящих трещин заменяется миграцией по одной «средней» трещине, пересекающей скважину захоронения. Усреднение рассматривается в том смысле, что такая гипотетическая трещина рассматривается как одна для всех (или части) ячеек захоронения РАО.

м. Как будет показано, при определенных предположениях об эффективных значений параметров, данная модель для кристаллических пород объектов-аналогов (Швеция, Финляндия), не смотря на их очевидные различия, с порядковой точностью может быть связана с моделью миграции в сплошной однородной пористой среде.

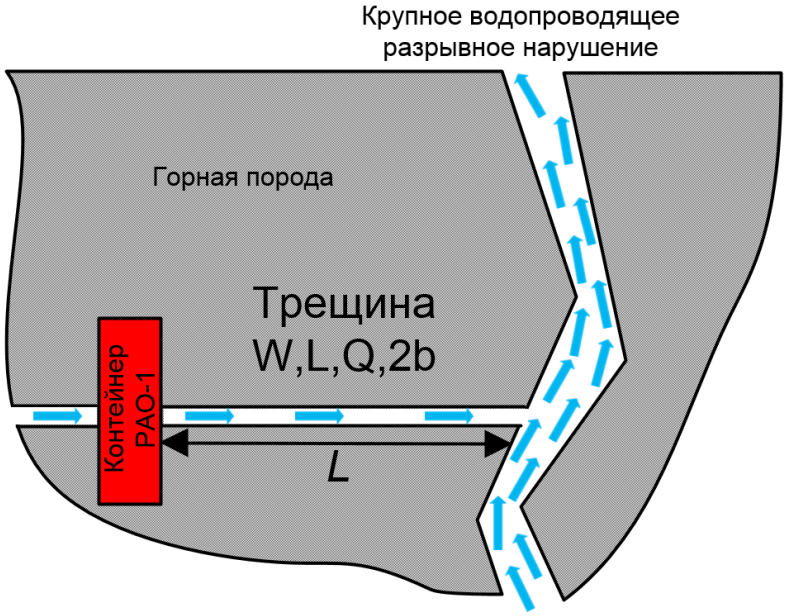



Рис. 1 – Модель для оценок адвективного переноса примеси в трещиноватых кристаллических породах.

Миграция радионуклидов в кристаллических породах объектов-аналогов

В качестве объектов-аналогов рассматривались строящийся ПЗРО в Финляндии [4] и проектируемый – в Швеции [5]. На первой площадке (Olkiluoto) преобладают метаморфические (различные гнейсы) и вулканические породы (граниты и дайки диабаза), на второй (Forsmark) - вулканические породы (гранитоиды различной степени метаморфизма). Построение гидрогеологических моделей в обоих случаях опиралось на комплекс геологических и гидро-геологических методов. В частности, для Финского ПГЗРО[11] водопроводящие свойства трещиноватой среды определялись в скважинах, где наличие потенциальных водопроводящих трещин определялось по кернам и видеокаратажу [6], водопроводящие свойства отдельных трещин определялись на

[11] Объем данной статьи не позволяет детально рассмотреть особенности изучения Финского и Шведского массивов. С учетом того, что применявшиеся подходы были по сути одинаковы, далее относительно детально рассматриваются характеристики Финской площадки, характеристики Шведской приводятся интегрально со списком использовавшейся литературы.

интервалах опробования 0,2…0,5 м с порогом по измеряемым расходам ПВ 0,6 мл/час методом PFL [7,8], а интегральная водопроводимость интервалов 2…10 м – методом нагнетаний под постоянным давлением [9]. Нижний предел измерения коэффициентов фильтрации в [9] – $10^{-11}$ м/с.

Большинство (~60%) трещин имели заполнение вторичными минералами (кальцитом или глинистыми отложениями) и все трещины - так называемое «гало» - окружающий их слой ГП с повышенной пористостью. Около 20% трещин имели выраженные поверхности скольжения и примерно столько же – естественные поверхности.

Моделирование зависимости (модуль трещиноватости) – (радиус трещины) – (ее водопроводимость) проводилось при разных предположениях о зависимости модуля трещиноватости от радиуса трещин (степенная зависимость, логарифмически нормальное распределение) с учетом корреляции между площадью трещины и ее водопроводимостью.

Распределение перечисленных параметров покрывает 3 порядка величин, но наиболее вероятное значение радиуса трещины составляет 5 м при наиболее вероятном значении модуля трещиноватости 0,03 $м^{-1}$, а медианное значение водопроводимости – T = $2.10^{-10}$ $м^2$ [4].

Эмпирическое значение транспортной апертуры трещин 2b [м] в зависимости от их водопроводимости T [$м^2$] описывается зависимостью [4].

$$2b = 0{,}117 \cdot T^{1/3}, \qquad (1)$$

Интересно отметить, что эмпирическая водопроводимость трещин примерно на порядок превышает аналогичную зависимость для гладких трещин, что, по-видимому, связано с наличием «гало» вокруг трещин. Для среднего значения $T=2 \cdot 10^{-10}$ $м^2$ значение $2b=7 \cdot 10^{-5}$ м.

Помимо прямого моделирования водопереноса сетью пересекающихся водопроводящих трещин, для выделенных доменов (областей ГП имеющих примерно одинаковые параметры) проводилось аналогичное моделирование в предположении сплошной пористой среды. Моделирование проводилось для блоков породы 50x50x50 м. Для учета направлений движения ПВ коэффициент фильтрации описывался трех-компонентным тензором, среднее значение модуля которого составило $K=2 \cdot 10^{-11}$ м/с при эффективном значении открытой пористости $\varphi=10^{-5}$. Данное значение определяет сообщающуюся пористость на длинном (не менее сотен метров) участке траектории, используемую при оценках скоростей потоков подземных вод по закону Дарси.

Пористость, горных пород, определяемая классическими методами на небольших образцах ГП, примерно на два порядка больше. Примерно 30% ГП в модели оказались водонепроницаемыми [4].

Как уже говорилось, адекватное описание параметров ГП проводится статистическими распределениями, где характерный разброс значений составляет 2-3 порядка величины. Но проведем сравнение, иллюстрирующее применение средних значений для описания водопроводимости ГП в моделях сплошной пористой среды (СРМ) и сети дискретных трещин (DFN). Сравним потоки через площадь, определяемую одной трещиной QCPM и QDFN (рис. 2), а также скорости переноса примеси $V_{CPM}$ и $V_{DFN}$.

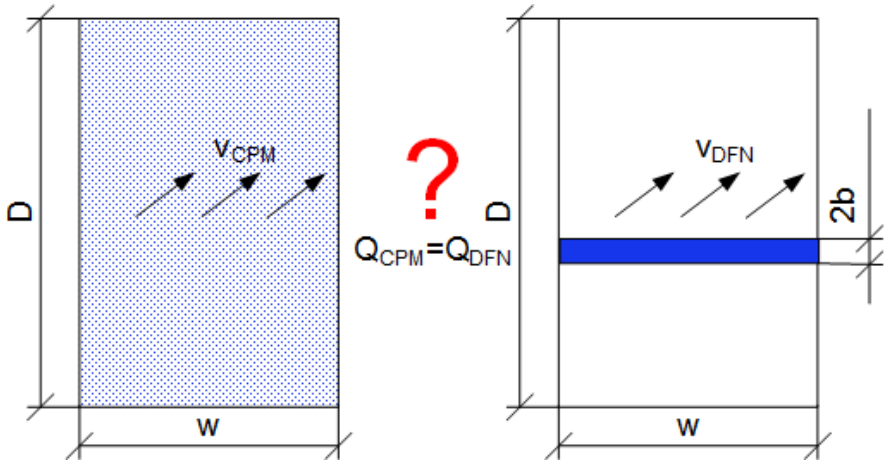



Рис. 2 – Модель для сравнения водопроводимости ГП в приближении сплошной пористой среды (СРМ) и сети дискретных трещин (DFN).

Значение D – среднее расстояния между водопроводящими трещинами – принимается как обратное значение модуля трещиноватости 1/0,03≈33 м; ширина трещины w принимается равной ее радиусу, w=5 м; водопроводимость трещины апертурой $2b=7\cdot10^{-5}$ м $T=2\cdot10^{-10}$ м$^2$. Среднее значение коэффициента фильтрации $K=2\cdot10^{-11}$ м/с, значение эффективной пористости $\varphi=10^{-5}$. Градиент гидравлического напора i положим равным 0,01 как в [4]. QCPM=iK(Dxw). Тогда

$$Q_{CPM} = iK(D*w) \approx 10^{-3} \text{ м}^3/\text{год} \quad (2)$$

$$Q_{DFN} = iTw \approx 3.10^{-4} \text{ м}^3/\text{год} \quad (3)$$

$$v_{CPM} = iK/\varphi \approx 0,6 \text{ м/год} \quad (4)$$

$$v_{DFN} = iTw/(2bD) \approx 1 \text{ м/год}. \quad (5)$$

Видно, что результаты отличаются в 2-3 раза. С учетом того, что в приближении СРМ 30% ГП не проницаемы, т.е. эффективное значение К на 30% меньше, расхождение потоков еще меньше.

Как интегральная характеристика адвективного водопереноса вводится значение транспортного сопротивления, F, определяемое как

$$F = \sum_i \frac{w_i l_i}{q_i}, \qquad (6)$$

где суммирование производится по сети водопроводящих пересекающихся трещин, и i-м пересечении wi – его ширина [м], li – расстояние меду центром пересечения и центром предыдущего [м], qi – поток ПВ через пересечение [м$^3$/год].

Моделирование траекторий выхода радионуклидов из Финского ПГЗРО на поверхность приведено на рисунке 3.

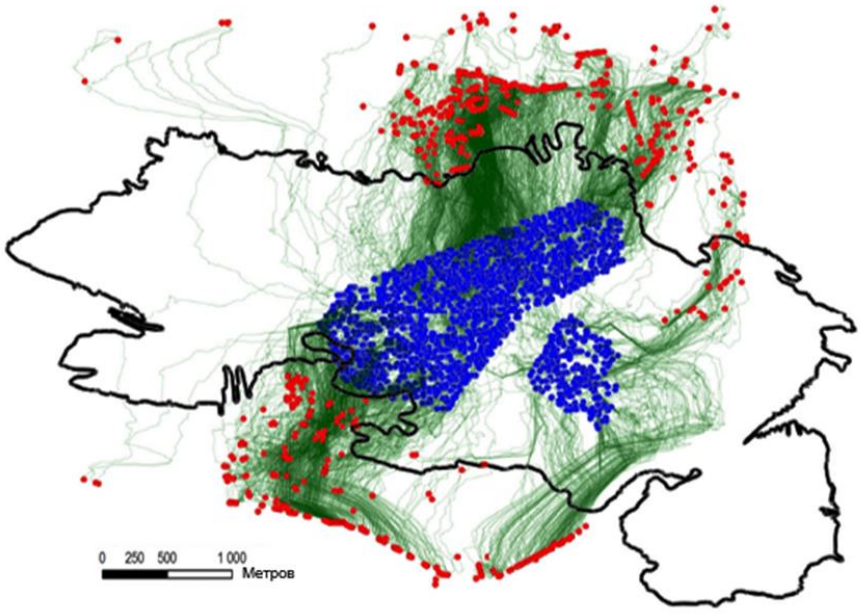



Рис. 3 – Моделирование траекторий (зеленые линии) выхода радионуклидов из ячеек захоронения ПГЗРО на площадке Olkiluoto [4]. Синие точки – начала, красные – конец траекторий.

Видно, что выход большинства траекторий приходится на линии, соответствующие выходу на поверхность крупных разрывных нарушений, распространяющихся на глубину ПГЗРО. Для Финского ПГЗРО расстояние от его до границ до ближайших крупных нарушений L составляет около 200 м, а медианное по траекториям на рисунке 3 значение транспортного сопротивления F = 6,3·10$^6$ год/м [4]. Можно отметить, что принимая для оценок F средние значения ширины трещин w=5 м, а значения потока через трещину QDFN = 3.10-4 м$^3$/год и L = 200 м,

$$F = \frac{wL}{Q_{DFN}} = 3{,}3 \cdot 10^6 \ \ год/м, \qquad (7)$$

что примерно в 2 раза меньше экспериментального значения. В данном приближении не учитывается транспортное сопротивление при распространении радионуклидов по разлому, однако можно полагать, что оно не сильно (в пределах порядка величины) влияет на суммарное значение F.

Аналогичный подход был применен для Шведского ПГЗРО, исходные данные брались из работ [5,10-13]. В таблице 1 приведены полученные средние значения.

Таблица 1 – Округленные средние показатели, характеризующие перенос загрязнителя в Финском и Шведском массивах и на участке «Енисейский».

| **Показатель** | **Площадка ПГЗРО** | | |
|---|---|---|---|
| | **Olkiluoto (Финляндия)** | **Forsmark (Швеция)** | **Участок «Енисейский»** |
| Глубина расположения ПГЗРО, м от поверхности | 420 | 470 | 500 |
| Коэффициент фильтрации, K, м/с | $2 \cdot 10^{-11}$ | $5 \cdot 10^{-11}$ | $1{,}2.10^{-10}$ |
| Градиент гидравлического напора, i | 0,01 (преимущественное направление субгоризонтально вниз) | $5.10^{-3}$ (преимущественно направление вверх) | 0,04 (субгоризонтальное, с отклонениями как вверх, так и вниз) |
| Кинематическая пористость, φ | $10^{-5}$ | $10^{-5}$ | $10^{-5}$ |
| Скорость переноса примеси, м/год | 1,0 | 0,8 | ***15*** (4) |
| Ширина водопроводящей трещины w, м | 5 | 1 | 5 |
| Среднее расстояние между водопроводящими трещинами, D, м | 33 | 24 | 10 |
| Водопроводимость трещин, T, $м^2/с$ | $2 \cdot 10^{-10}$ | $7 \cdot 10^{-9}$ | $\boldsymbol{1{,}2.10^{-9}}$ (3) |
| Транспортная апертура 2b, м | $7 \cdot 10^{-5}$ | $4 \cdot 10^{-5}$ | $\boldsymbol{1{,}2 \cdot 10^{-4}}$ (1) |
| Поток подземных вод через трещину, Q, $м^3$/год | $8 \cdot 10^{-4}$ | $2{,}4 \cdot 10^{-4}$ | $\boldsymbol{7{,}5.10^{-3}}$ (2) |
| Эффективная длина миграции до зоны деформации, гидравлически связанной с поверхностью, L, м | 200 | 140 | 200 |
| Трещинное сопротивление | $6 \cdot 10^{6}$ | $4 \cdot 10^{6}$ | $\boldsymbol{1{,}3.10^{5}}$ (7) |

| | | | |
|---|---|---|---|
| F=wL/Q, год/м | | | |

Можно отметить, что усредненные характеристики ГП площадок Финского и Шведского ПГЗРО достаточно хорошо совпадают, хотя для Шведской площадки направление миграции ПВ не субгоризонтальное, а направлено вверх.

*Параметры для участка «Енисейский»*

Для ПГЗРО(уЕ) подобные данные по водопроводимости трещиноватой среды на целевом интервале в полном объеме отсутствуют. Из результатов [14] можно заключить, что значение К для целевого интервала составляет $1{,}2 \cdot 10^{-10}$ м/с, i = 0,04, типичная ширина трещин в соответствии с [15] w = 5 м. По сравнениям модулей трещиноватости участка «Енисейский» с данными по кернам Шведского и Финского ПГЗРО можно заключить, что трещиноватость Российскго ПГЗРО значитенльно больше, и для консервативных оценок можно принять D = 10 м. Схожесть эффективной пористости Шведского и Финского массивов позволяет экстраполяцию этого значения на участок «Енисейский». Для предварительных оценок можно считать, что $\varphi = 10^{-5}$. По предварительным данным из [16] можно консервативно предполагать, что расстояние от ячеек захоронения до крупного рядом расположенного разрывного нарушения может составить около 200 м.

Консервативно рассчитанные по изложенным соображениям параметры участка «Енисейский» приведены в третьем столбце таблицы 1. В скобках приведены номера формул в тексте, по которым производились оценки. Значение водопроводимости получено из (3) в предположении равенства потоков в приближениях CPM и DFN, и по нему в соответствии с (1) рассчитано значение транспортной апертуры трещин.

Литература

1. Лобанов Н.Ф., Бейгул В.П., Камнев Е.Н. и др. Федеральный объект окончательной подземной изоляции долгоживущих РАО на Горно-химическом комбинате. Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. 2011. № 1. Окончательная изоляция РАО. С. 18-23. URL: http://www.atomic-energy.ru/articles/2017/01/11/23479. Дата обращения 8.03.2020.

2. Абрамов А.А., Бейгул В.П. Создание подземной исследовательской лаборатории на участке «Енисейский» Нижнеканского массива: состояние и дальнейшее развитие работ. Безопасность ядерных технологий и окружающей среды, 2017. № 8/108. http://www.atomic-energy.ru/articles/2017/08/22/78690. Дата обращения 8.03.2020.

3. Новые документы. Стратегия создания пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов. Радиоактивные отходы, №2(3), 2018 – сс. 114-120.

4. Hartley L., Appleyard P., Baxter S., Hoek J., Roberts D., Swan D. Development of hydrogeological discrete fracture network model for the Olkiluoto site descriptive model 2011. Volume I. Posiva Oy Working Report 2012-32. June 2012 – 246 с.

5. Site description of Forsmark at completion of the site investigation phase – SDM-Site Forsmark. SKB TR-08-05, Svensk Kärnbränslehantering AB – 2008.

6. Korth T. Innovations in borehole image data acquisition and processing, ASEG 2015. URL: https://slidetodoc.com/ase-g-2015-innovations-in-borehole-image-data. Дата обращения 4.10.2021.

7. Pöllänen J., Pekkanen J. & Rouhiainen P. Difference flow and electric conductivity measurements at the Olkiluoto site in Eurajoki, boreholes KR19 – KR28, KR19B, KR20B, KR22B, KR23B, KR27B and KR28B. Posiva Oy, Eurajoki. Posiva Oy Working Report 2005-52.

8. Öhberg, A. & Rouhiainen, P. 2000. Posiva groundwater flow measuring techniques. Posiva Oy, Helsinki. Posiva Report 2000-12.

9. Hämäläinen H. Monitoring Hydraulic Conductivity with HTU at Eurajoki, Olkiluoto, Drillholes OL-KR31 and OL-KR32, in 2009. Working Report 2010-49, August 2010 – 60 p.

10. Follin S. Bedrock hydrogeology Forsmark. Site descriptive modelling, SDM-Site Forsmark. SKB R-08-95, Svensk Kärnbränslehantering AB – 2008.

11. Olofsson I., Simeonov A., Stephens M., Follin S., Nilsson A-C., Röshoff K., Lindberg U., Lanaro F., Fred-riksson A., Persson L. Site descriptive modelling Forsmark, stage 2.2. A fracture domain concept as a basis for the statistical modelling of fractures and minor deformation zones, and interdisciplinary coordination. SKB R-07-15, Svensk Kärnbränslehantering AB – 2007

12. Stephens M.B., Fox A., La Pointe P.R., Simeonov A., Isaksson H., Hermanson J., Öhman J. Geology For-smark. Site descriptive modelling Forsmark stage 2.2. SKB R-07-45, Svensk Kärnbränslehantering AB - 2007.

13. Joyce S., Simpson T., Hartley L., Applegate D., Hoek J., Jackson P., Swan D., Marsic N., Follin S. Groundwater flow modelling of periods with temperate climate conditions – Forsmark. Svensk Kärnbräns-lehantering AB, Report R-09-20, November 2010 – 315 p.

14. Подготовка проектной документации по строительству объектов окончательной изоляции радиоактивных отходов (Красноярский край, Нижне-Канский массив). Экспериментально-аналитические работы по определению возраста вод, интенсивности водообмена. Уточнение гидрогеологической модели участка. Том 12.2.13, ОАО «ВНИПИпромтехнологии», 2014 г.

15. Румынин В.Г., Никуленков А.М.,. Озерский А.Ю, Караулов В.А., Лопатин П.В., Богатов С.А. Макро- мезо- и микро-структурные уровни изучения водо- и массообменных процессов в массиве тре-щиноватых пород (в связи с прогнозом миграции радионуклидов в зоне воздействия ПГЗРО в Нижне-Канском гранитогнейсовом массиве). Доклад на межд. конференции «Философия обращения с радиоактивными отходами: плюсы и минусы существующих и новых технологий». Москва, АО «ВНИПИпромтехнологии», 23-24 марта 2016 г.

16. Морозов О. А., Расторгуев А. В., Неуважаев Г. Д. Оценка состояния геологической среды участка Енисейский (Красноярский край). Журнал РАО 4(9), 2019 – сс. 46-62.

# ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ В ЗАДАЧАХ ПЕРЕНОСА РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ТРЕЩИНОВАТО-ПОРИСТЫХ СРЕДАХ

*Григорьев Ф.В., Богатов С.А.*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

В настоящее время в качестве одной из альтернативных концепций захоронения РАО класса 1 на участке «Енисейский» рассматриваются так называемые «супер контейнеры» (СК), размещаемые в вертикальных скважинах в цементной заливке. СК представляет собой металлическую оболочку из низкоуглеродистой стали (возможно – с медным покрытием), где в закладке из блоков компактированного бентонита размещается первичная упаковка с РАО класса 1 (РАО-1) – бидон(ы) с остеклованными высокоактивными радиоактивными отходами [1].

Задачей данной работы была оценка ухудшения барьерных свойств новой концепции по сравнению с «классической», когда контейнер находится в скважине в окружении компактированного бентонита. Проведено последовательное сравнение «классической» модели, рассматривающей размещение содержащего консервативную несорбируемую примесь бентонитового блока в скважине, пересекаемой водопроводящей трещиной, и концепции СК, когда тот же бентонитовый блок в скважине оказывается окруженным водопроницаемым материалом.

Рассматривались два значения скорости водного потока в пересекающей скважину трещине (с раскрытием 0,5 мм) – 1 м/год и 20 м/год. Первое значение соответствует относительно ненарушенной горной породе, второе – крупной водопроводящей трещине, которая, скорее всего, будет не соответствовать критериям приемлемости горных пород для размещения скважин захоронения РАО-1. Показано, что в зависимости от скорости водного потока в трещине максимальное значения выхода консервативной несорбируемой примеси в концепции СК увеличится примерно в 3 – 10 раз. Увеличение выхода радионуклидов на данном этапе можно рассматривать как приемлемое по сравнению с имеющимися на данный момент иными неопределенностями концепций захоронения.

Корме того, в работе проводилось сравнение расчетов на основе решения уравнения адвекции-диффузии с точным воспроизведением трехмерной геометрии контейнера в расчетном коде GeRa [2] и инженерных подходов, использующих

аналитические оценки, реализованных на программном средстве GoldSim [3]. Получено удовлетворительное совпадение результатов, позволяющее оценивать применимость и точность инженерных подходов в предварительных оценках безопасности. Данная работа также может рассматриваться как часть кросс-верификации программных средств GeRa и GoldSim.

Для моделей, построенных в GeRa, исследована сеточная сходимость. Показана важность точного разрешения градиента концентрации примеси в области, непосредственно примыкающей к трещине.

Литература

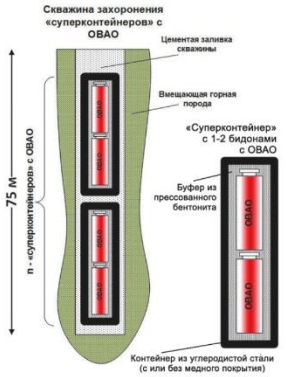
1. Богатов С.А., Крючков Д.В., Павлов Д.И., Сыченко Д.В. Анализ различных концепций захоронения РАО класса 1 в кристаллических породах. Журнал РАО №3(12), 2020 – сс. 66-77.

2. Капырин И. В., Иванов В.А., Копытов Г.В., Уткин С.С.. Интегральный код GeRa для обоснования безопасности захоронения РАО // Горный журнал – 2015 – №10 – С. 44-50.

3. GoldSim Technology Group, “User's Guide. GoldSim Contaminant Transport Module,” 2010 – 383 p.

# Мотивация

- Одной из альтернативных концепций захоронения РАО класса 1 на участке «Енисейский» являются так называемые «супер-контейнеры» (СК), размещаемые в вертикальных скважинах в цементной заливке [*];
- Одна из проблем данной концепции – деградация в долговременной (тысячи - десятки тысяч лет) перспективе цементной заливки и коррозия стального контейнера, когда бентонитовая закладка с упаковкой РАО-1 окажется окруженной проницаемым материалом, по барьерным свойствам напоминающим песок;
- Требуется оценить ухудшение барьерных свойств новой концепции по сравнению с «классической», когда контейнер находится в скважине в окружении компактированного бентонита.

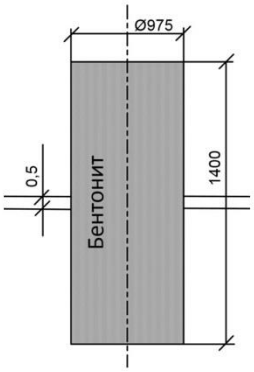



*Вариант захоронения РАО класса 1 из работы [*]*

[*] Богатов С.А., Крючков Д.В., Павлов Д.И., Сыченко Д.В. Анализ различных концепций захоронения РАО класса 1 в кристаллических породах. Журнал РАО №3(12), 2020 – сс. 66-77.



# Постановка задачи. Вариант А



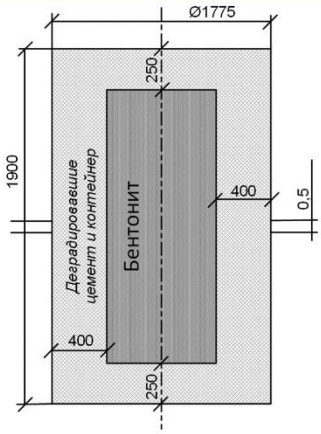

*Концептуальная модель для варианта А: бентонитовый цилиндр, пересекаемый водопроводящей трещиной*

- По бентонитовому цилиндру распределен 1 кг несорбируемой и нераспадающейся примеси;
- Цилиндр посередине пересекается водопроводящей трещиной в горной породе с раскрытием 0.5 мм
- Горная порода (ГП) и бентонит слабопроницаемы;
- Поток воды через трещину: 1 м/год (относительно ненарушенная ГП), 20 м/год (крупная водопроводящая трещина) и мгновенный унос примеси.

*Параметры для бентонита*

| Параметр | Значение |
|---|---|
| Сухая плотность | 1,7 г/см$^3$ |
| Пористость | 0,4 |
| Эффективный коэффициент диффузии | $10^{-10}$ м$^2$/с |

# Постановка задачи. Вариант Б




*Концептуальная модель для варианта Б: бентонитовый цилиндр в водопроницаемой оболочке, пересекаемой водопроводящей трещиной*

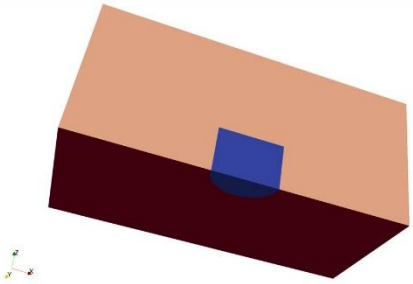
- По бентонитовому цилиндру распределен 1 кг несорбируемой и нераспадающейся примеси;
- Бентонитовый цилиндр окружен цилиндрической оболочкой из «песка» (продуктов деградации цемента);
- Оболочка посередине пересекается водопроводящей трещиной в горной породе с раскрытием 0.5 мм
- Горная порода (ГП) и бентонит слабопроницаемы;
- Поток воды через трещину: 1 м/год (относительно ненарушенная ГП), 20 м/год (крупная водопроводящая трещина) и мгновенный унос примеси.

*Параметры для «песка»*

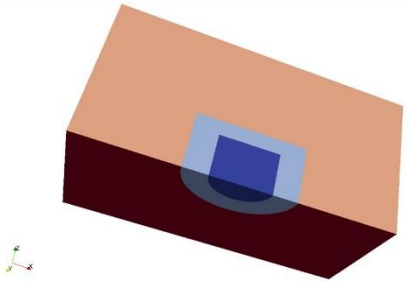
| Параметр | Значение |
|---|---|
| Сухая плотность | 1,7 г/см$^3$ |
| Пористость | 0,2 |
| Эффективный коэффициент диффузии | $2 \cdot 10^{-10}$ м$^2$/с |
| Коэффициент фильтрации | 1 м/сут |



# Модель в коде GeRa



*Геометрическая модель в GeRa для варианта А*

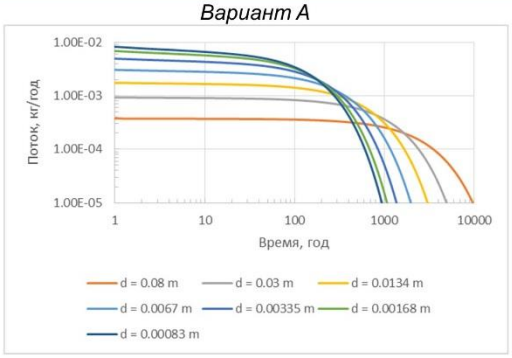


*Геометрическая модель в GeRa для варианта Б*

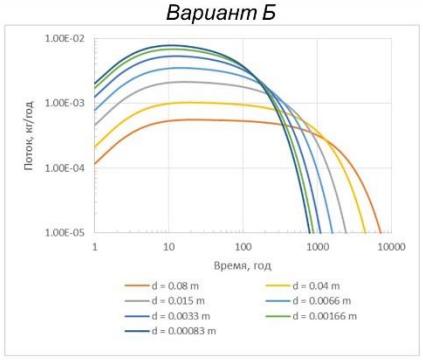
- Трехмерная модель суперконтейнера и массива ГП;
- Размеры массива ГП: 5 м х 5 м х 5 м (такие, чтобы модель охватывала всю область возмущения потока подземных вод);
- Коэффициент фильтрации в трещине $K_ф$ = 13,5 м/сут;
- Из соображений симметрии расчет осуществляется только на ¼ области моделирования (как изображено на рисунках).

## Исследование сходимости и подбор оптимальных параметров сетки в коде GeRa

*Вариант А*




*Вариант Б*



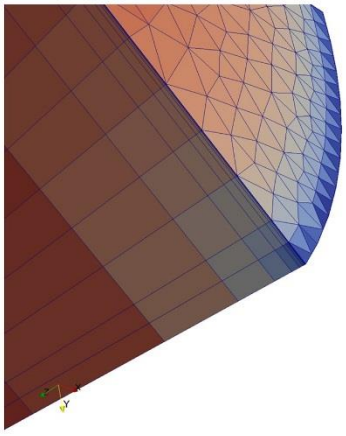

*Интенсивности выхода примеси для различных шагов разбиения у границы трещины*

- Рассматривался мгновенный унос примеси в трещине;
- Результат сильно зависит от мелкости разбиения сетки;
- Сходимость решений (когда решения при последовательном разбиении начинают все меньше отстоять друг от друга) наблюдается, только начиная с мелкости ~3 мм;.

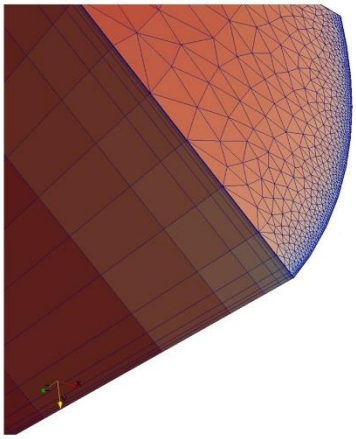


## Исследование сходимости и подбор оптимальных параметров сетки в коде GeRa

*Мелкость сетки в плане у трещины d = 0.04 м*



*Мелкость сетки в плане у трещины d = 0.003 м*

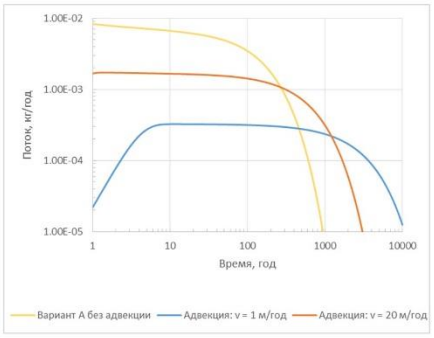


*Распределение концентрации примеси у трещины для различных шагов разбиения*

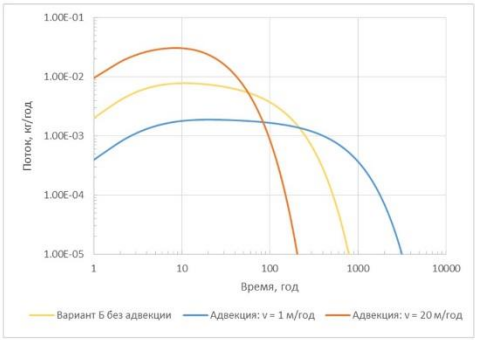
- Влияние мелкости разбиения связано с тем, что для точного описания выхода очень важно аккуратно разрешить градиент концентрации у границы.

# Расчет в GeRa для разных скоростей потока в трещине

*Вариант А*




*Вариант Б*

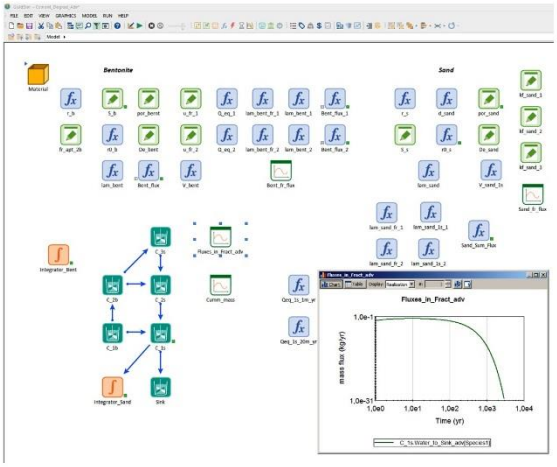



*Интенсивности выхода примеси для разных скоростей потока в трещине*

- Для варианта А наблюдается эффект «трещинного сопротивления»: при учете адвекции выход замедляется (чем ниже скорость, тем сильнее);
- Для варианта Б: при низкой скорости адвекции наблюдается замедление выхода примеси, при высокой скорости – наоборот, ускорение;
- Причина: за счет адвекции примесь интенсивно вымывается из относительно высокопроницаемого слоя песка.

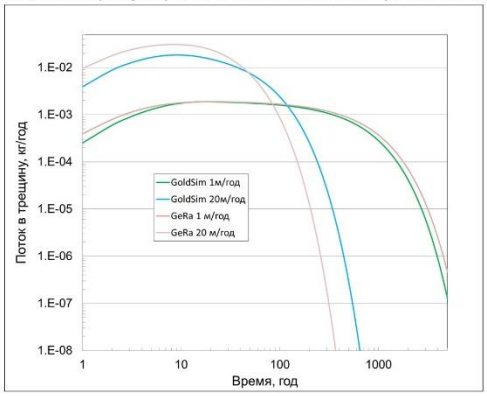


# Модель в коде GoldSim




*Вид одного из программных интерфейсов GoldSim*

- Модель суперконтейнера в камерном приближении;
- Полу-аналитическая модель;
- Учитывается «фокусировка» потока в водопроницаемой закладке.




*Интенсивности выхода примеси для разных скоростей потока в трещине: сравнение результатов GeRa и GoldSim*

## Выводы

- Для адекватного трехмерного моделирования диффузионного выноса в трещину требуется мелкость разбиения сетки рядом с трещиной порядка величины апертуры трещины;
- Трехмерное моделирование в GeRa и камерное моделирование в GoldSim дает сопоставимый результат;
- Деградировавшая в долговременной перспективе закладка увеличивает поток примеси в пересекающую трещину по сравнению с «чистым» бентонитом примерно в 6 (для u = 1 м/год) и 18 раз (u = 20 м/год);
- Более, чем порядковое увеличение потока примеси через закладку при скорости ПВ в трещине 20 м/год вызывает некоторую обеспокоенность, однако необходимо учитывать, что по критериям приемлемости, типичным для ПГЗРО в кристаллических породах, пересечение скважин захоронения подобными трещинами не допускается

# ТРЕХМЕРНОЕ ГИДРОГЕОЛОГИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ДЛЯ ПЛОЩАДКИ РАЗМЕЩЕНИЯ ПИЛ: ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ, ПРОБЛЕМЫ, ПЕРСПЕКТИВЫ

*Неуважаев Г.Д., Расторгуев А.В.*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Введение

При обосновании безопасности для ПГЗРО в соответствии с Российскими нормативными документами и международными рекомендациями необходимо выполнение прогнозных модельных расчетов на период потенциальной опасности размещаемых радиоактивных отходов (РАО).

Гидрогеологическое моделирование процессов, определяющих перенос радионуклидов в геологической среде, является одним из основных инструментов при обосновании безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов и один из самых сложных этапов по выполнению прогнозных модельных расчетов заключается в создании гидрогеологической модели и её параметризации.

В обосновании безопасности существует «проблема доверия» к достоверности значений тех индикаторов безопасности, которые будут получены в результате численного моделирования на период после закрытия хранилища в отдаленном будущем [1]. Поэтому одной из основных задачей ПИЛ является изучение характеристик и свойств геологических пород на глубине предполагаемого размещения ПГЗРО, которые являются исходными данными для создания гидрогеологических моделей. Полученные результаты и корректная параметризация гидрогеологических моделей, с последующими многовариантными расчетами, позволит ответить на вопрос о возможности или не возможности окончательной изоляции радиоактивных отходов.

**Гидрогеологическая основа и существие неопределенности**

Информация о гидрогеологических условиях объекта базируется на пионерных для нашей страны исследованиях АО Красноярскгеология [2] проводившихся последнее время на участке Енисейский. Интерпретацией этих результатов являются все сегодняшние модельные разработки. При этом в моделях отражаются неопределенности,

связанные со сложностью данных исследований и неоднозначностью полученных результатов. Такими неопределенностями является отсутствие у специалистов единого взгляда на схему разрывных нарушений в районе участка, роли разрывных нарушений в проницаемости массива, направление движения подземных вод.

**Разработанные модели**

На сегодняшний день разработаны модели по участку Енисейский различной степени сложности и с использованием различных средств моделирования. Так, ученые ИГЕМ РАН в работе [3] рассматривают модели течения подземных вод, теплопереноса в подземной среде и миграции радионуклидов при помощи численного моделирования на основе собственного конечноразностного кода. Пространственная неоднородность была построена стохастически на основне статистических данных о фильтрационных параметрах, полученных по результатам полевых пакерных исследованиях. К сожалению, такой подход не дает возможности полноценно учесть конструкцию предполагаемого хранилища и геологическое строение участка, соответственно результаты могут быть использованы только в качестве предварительных приближенных оценок. Тем не менее, для получения достоверных оценок на более поздних этапах обоснования безопасности будут необходимы более детальные модели, для создания которых пользоваться специализированными (а в контексте федеральных нормативных документов еще и обязательно аттестованными) программными средствами. или общепринятыми мировыми программными кода типа MODFLOW, MT3DMS, FEFLOW, CONNECTFLOW, GMS [4,5,6,7,8].

В работе [10] ученые из ИГЭ РАН приводят расчеты в рамках концепции эквивалентной пористой среды с помощью программного комплекса Processing Modflow [5,6], а также результаты моделирования, выполненные в рамках решения сопряженной задачи двухфазной фильтрации и теплопереноса на основе программного кода TOUGH2 [11]. Полученные результаты могут быть использованы как для предварительных оценок по участку Енисейский, так для последующего усовершенствования существующих моделей с появлением новых данных. Авторы приходят к выводу на основе трехмерного моделирования, что на участке размещения объекта отсутствует восходящий поток подземных вод, который мог бы потенциально повлиять на мелкую речную сеть. Впрочем, специалисты ИБРАЭ РАН [12], проанализировав первичный материал и результаты ранее выполненных работ, приходят к тому, что могут существовать каналы гидравлической связи глубоких горизонтов с дневной поверхностью, а также существование на уровне горизонтов проектируемого сооружения структурно

обусловленного восходящего потока подземных вод северо-северо-восточного простирания.

Этот пример поднимает очень важный в контексте обоснования долговременной безопасности вопрос анализа и сравнения альтернативных моделей. В силу того, что любая модель геологической среды является упрощением, наличие нескольких концептуализаций неизбежно, и учитывать соответствующие неопределенности и то, как они влияют на итоговые оценки безопасности, обязательно нужно [13].

В работах [15,16] специалисты ИБРАЭ РАН продемонстрировали один из возможных вариантов геофильтрационной модели, модель выполнена с помощью расчетного кода GeRa/V1, который предназначен для трехмерного геофильтрационного и геомиграционного моделирования [9]. Калибровка модели была выполнена при помощи эвристических оптимизационных методов, что позволило получить хорошее приближение между фактическими и модельными значениями напоров подземных вод. Однако, данная модель имела ряд ограничений, т.к. она была выполнена в профильной постановке и в пределах лицензионной площади, в ходе калибровки модели было выявлено, что модель чувствительна к граничным условиям (ГУ). Основной вывод, который был получен в результате моделирования, заключается в том, что необходимо учитывать элементы геологического строения с различными модулями трещиноватости. Такое выделение элементов геологического строения важно, как для геофильтрационной задачи, так и для последующих геомиграционных оценок.

Для оценки параметров структурных элементов специалистами ИБРАЭ РАН были построены трехмерные модели участка Енисейский [17], где проводились опытно-фильтрационные работы. В результате были смоделированы две кустовые откачки из скважин 7Ц и 2Ц. Для моделирования использовалась программа Groundwater Modeling System 10.4 [8]. По результатам выполненного исследования коэффициент фильтрации матрицы оказался в 2—3 раза ниже, чем при аналитической обработке. В данной работе авторам удалось определить коэффициенты фильтрации основных структурных элементов, которые являются наиболее важными гидрогеологическими характеристиками массива. Они необходимы для построения геофильтрационных моделей, являющихся основой для последующих геомиграционных прогнозов. Подтвердить или опровергнуть эти предварительные результаты помогут поинтервальные нагнетания, которые планируется провести в ближайшее время на участке «Енисейский» [18].

Отличительная особенность гидрогеологического моделирования в кристаллических породах заключаются в том, что необходимо проводить расчеты как в

рамках моделей сплошной среды, так и на основе концепции дискретной среды. Наиболее оптимальными методами расчета течения в трещиновато-пористой среде является модель единого континуума и модель сети дискретных трещин и матрицы Discrete Fracture Matrix (DFM). Так, ученые из ИБРАЭ РАН [19] продемонстрировали результаты моделирования, выполненные в рамках DFM подхода. С его помощью в модели учтены разрывные нарушения третьего порядка. Модель откалибрована по результатам наблюдений в исследовательских скважинах. Проведен расчет миграции несорбируемого трассера. Также в данную модель дальней зоны добавлены элементы конструкции ПГЗРО согласно одной из ранних концепций размещения отходов. Проведен расчет водопритоков в горные проходки на этапе эксплуатации захоронения, продемонстрирован возможный вклад разрывных нарушений в величину водопритока.

В работе [20] рассмотрено моделирование процессов фильтрации и переноса загрязнителя в ближней зоне ПГЗРО. Модель позволяет учесть структурные особенности пункта захоронения, такие как скважины для размещения РАО 1 класса, камеры захоронения, транспортные тоннели, каньоны и др. Продемонстрированы возможности создания расчетных сеток для геометрически сложных объектов в расчетном коде GeRa. В результате численного моделирования показано, что конструктивные особенности пункта захоронения и его расположение относительно направления фильтрационного потока оказывают существенное влияние на процесс выхода загрязнителя за пределы пункта захоронения в дальнюю зону.

Подытожить все вышеизложенное хотелось бы несколькими соображениями. Учитывая различные особенности существующих моделей, встает вопрос о необходимости анализа тех неопределенностей, которые в них закладываются. Во многих рассматриваемых моделях многовариантные расчеты были выполнены, а полученные результаты дают представление о дальнейших шагах по изучению участка Енисейский, тем не менее, системный учет неопределенностей еще предстоит провести.

**Существующие неопределенности**

Если рассматривать количественные данные, то до сих пор отсутствуют данные по истинным скоростям движения подземных вод, движущихся по проницаемым зонам, по горной части ГХК (Горно-химический комбинат). Отдельным вопросом можно выделить отсутствие информации о количестве воды, которое расходуется на инфильтрационное питание грунтовых вод, а какое уходит с поверхностным стоком.

Остаются открытыми вопросы, связанные с геологическим строением, гидрогеологическими условиями и геоэкологической обстановкой на вероятных путях

миграции радионуклидов. Необходимо исследовать пути миграции по направлению линии разгрузки потока подземных вод от объекта окончательной изоляции радиоактивных отходов до р. Енисей и р. Шумиха, а также определить возраст вод по линии разгрузки потока подземных вод в р. Енисей и р. Шумиха. Полученные оценки помогут внести корректировки в существующие модели или инициировать создание принципиально новых с учетом новых данных по участку Енисейский.

**Перспективы развития**

В настоящее время на территории площадки подземной исследовательской лаборатории проводятся исследования по изучению распределения напоров в разрезе и выявлению наиболее проницаемых интервалов разреза. В работе [18] приводится схема эксперимента, которая применяется в настоящее время. После нагнетаний в различные интервалы и их интерпретации проводится сопоставление полученных данных для каждой скважины. Главным результатом исследований является выделение интервалов с повышенными фильтрационными свойствами, что необходимо для последующего более точного построения гидрогеологических моделей.

В рамках DFM-подхода следует отметить, что для полноценного моделирования ближней зоны пункта захоронения (например, процесса переноса загрязнителя в растрескавшемся бетоне инженерных барьеров) необходимо сопряжение решения задач фильтрации и переноса по трещинам и расчета химических реакций с учетом изменения свойств трещин (в процессах осаждения и растворения). Дальнейшее развитие DFM-модели планируется по пути реализации данной сопряженной модели.

Модели непрерывного стохастического пространства (SCMs stochastic continuum models) являются актуальными на сегодня. В ближайшем будущем планируется реализовать вероятностный подход изменчивости свойств трещиноватого массива. Однако для наиболее корректного создания таких моделей, требуется большое количество данных по рассматриваемой территории. Планируемые на участке Енисейский новые скважины должны стать источником таких данных.

**Заключение**

На сегодняшний день созданы различные модели в различных расчетных кодах. В каждой из модели можно найти как слабые стороны, так и сильные. Однако существующие неопределенности, которые закладываются в эти модели, вносят свою неоднозначность в итоговый результат моделирования. В конечном итоге с получением новых данных и применением более продвинутых подходов к моделированию результаты

моделирования становятся более достоверными. Такой итеративный подход позволяет с каждым разом более качественно описывать моделируемые процессы и делать дальнейшие шаги на пути изучения участка Енисейский.

**Литература**


1. Falck W. E., Nilsson K.-F. Geological Disposal of Radioactive Waste: Moving Towards Implementation.— Luxembourg: European Communities, 2009. 52 p

2. Озерский А.Ю., Караулов В.А. Гидрогеологические исследования при изысканиях для подземного строительства в пределах массива кристаллических пород в южной части Енисейского кряжа // Инж. изыскания. 2012. № 11. С. 52–59.

3. Научные основы оценки безопасности геологической изоляции долгоживущих радиоактивных отходов (Енисейский проект) / Б. Т. Кочкин, В. И. Мальковский, С. В. Юдинцев. — Москва: ИГЕМ РАН, 2017. — 384 с.

4. Diersch, Hans-Jörg G., FEFLOW – Finite element modeling of flow, mass and heat transport in porous and fractured media, Springer, 2014, Berlin Heidelberg, XXXV, 996p.

5. Harbaugh, A.W., 2005, MODFLOW-2005, the U.S. Geological Survey modular groundwater model -- the Ground-Water Flow Process: U.S. Geological Survey Techniques and Methods 6-A16.

6. Pollock, D.W., 2016, User guide for MODPATH Version 7 -- A particle-tracking model for MODFLOW: U.S. Geological Survey Open-File Report 2016-1086, 35 p., http://dx.doi.org/10.3133/ofr20161086.

7. Hartley L J, Holton D, 2003. CONNECTFLOW (Release 2.0) Technical Summary Document. SERCO/ERRA-C/TSD02V1.

8. GMS 10.4.URL: https://www.aquaveo.com/ software/gms-groundwater-modeling-system-introduction

9. Капырин И.В. и др. Интегральный код GeRa для обоснования безопасности захоронения радиоактивных отходов // Горный журнал. 2015. № 10. С. 44–50. https://doi.org/10.17580/gzh.2015.10.08

10. Румынин В. Г. Опыт изучения глинистых толщ и кристаллических массивов как геологических сред для окончательной изоляции РАО // Радиоактивные отходы № 1 2017 С 43—54

11. Pruess K., Oldenburg C., Moridis G. TOUGH2 User’s guide. v.2.0, LBLN-43134. 1999.

12. Морозов О. А., Расторгуев А. В., Неуважаев Г. Д. Оценка состояния геологической среды участка Енисейский (Красноярский край) // Радиоактивные отходы. 2019. № 4 (9). С. 46—62. DOI: 10.25283/2587-9707-2019-4-46-62

13. Genty, Alain. (2009). Performance Assessment Methodologies in Application to Guide the Development of the Safety Case.

14. Finsterle S. et al. Conceptual uncertainties in modelling the interaction between engineered and natural barriers of nuclear waste repositories in crystalline rocks //Geological Society, London, Special Publications. – 2019. – Vol. 482. – №. 1. – P. 261-283. – DOI: 10.1144/SP482.12.

15. Разработка геофильтрационной модели для участка «Енисейский» и оптимизация ее параметров при помощи гибридного оптимизационного алгоритма. Валетов, Г. Д. Неуважаев, В. С. Свительман. // Известия РАН. Энергетика, 2020, № 1, стр. 128-137.

16. Substantiation of the rock massif permeability based on packer tests Georgii Neuvazhaev and Alexandr Rastorguev E3S Web Conf., 98 (2019) 10004

17. Расторгуев А. В., Неуважаев Г. Д., Смирнов К. Д. Интерпретация опытно-фильтрационных работ из несовершенных скважин в слабопроницаемом скальном массиве с учетом потока в стволе совершенной наблюдательной скважины на примере участка «Енисейский» // Радиоактивные отходы. 2021. № 3 (16). С. 61—71. DOI: 10.25283/2587-9707-2021-3-61-71.

18. Тесля В. Г., Расторгуев А. В. Особенности планирования детального изучения гидродинамических и гидрохимических свойств участка «Енисейский» Нижнеканского массива // Радиоактивные отходы. 2020. № 4 (13). С. 58—70. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-58-70.

19. Neuvazhaev G. [и др.]. 3D hydrogeological modeling of Deep Geological Disposal in the Nizhnekansky Rock massif 2020.C. 21509.

20. Григорьев Ф. В., Пленкин А. В., Капырин И. В. О необходимости учета конструкции пункта глубинного захоронения РАО при моделировании поступления радионуклидов в дальнюю зону // Радиоактивные отходы. — 2018. — No 3(4). — С. 95—101

# КОМПЛЕКСНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КОРРОЗИИ СТАЛЬНЫХ МАТЕРИАЛОВ КОНТЕЙНЕРОВ, МЕТОДЫ КОМПЛЕКСНОГО УЧЕТА ПРОЦЕССОВ ЭВОЛЮЦИИ БАРЬЕРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОЦЕНКЕ БЕЗОПАСНОСТИ

*Болдырев К.А.*

*ИБРАЭ РАН, г. Москва*

Одной из основных задач отрасли является комплексное решение проблемы обращения с радиоактивными отходами для предотвращения их негативного воздействия на человека и окружающую среду с использованием современных средств анализа безопасности.

Моделирование в рамках единого расчетно-прогностического подхода широкого класса процессов, важных для анализа безопасности объектов ядерного наследия, требует интеграции знаний во многих областях исследований.

Целью данной работы являлось создание расчетного инструмента комплексного учета процессов эволюции барьеров безопасности при моделировании распространения радионуклидов за пределы объекта в окружающую среду вплоть до мест потенциального потребления.

На основе оценки изменения свойств барьерных материалов, с учетом широкого спектра протекающих процессов, демонстрируется возможность оценки нарушения целостности, изменения их физических и противомиграционных свойств, используемых при решении задач распространения радиоактивности за пределы объекта.

Схема моделирования эволюции каскада ИББ и переноса радионуклидов представлена на рисунке 1.

Рис. 1. Схема моделирования эволюции каскада ИББ и переноса радионуклидов

Моделирование коррозии углеродистой стали

Разработаны аналитический подход, при котором скорость коррозии оценивается при помощи табличных значений и геохимический подход, в котором скорость коррозии рассчитывается в процессе моделирования. Отличительной особенностью разработанного подхода с учетом химических свойств является учет кинетики процесса, а также учет ингибирования коррозии продуктами коррозии.

В моделировании использовано уравнение кинетики площадной коррозии углеродистой стали от свойств среды [2]:

$$V_{кор.} = S \times (k_{ан.} + k_{аэроб.} \times [O_2]) \times \left( 1/(1 + \sum_i k_1 \times EQ_{i\text{ПК}})^2 \right) \times k_{био} \times e^{-\frac{E_A}{RT}} \times (1 - SR(Fe_{met})), \quad (5)$$

где $V_{кор.}$ – скорость коррозии стали, моль/м$^2$с (экспериментальное исследование);

$k_{аэроб.}$ и $k_{ан.}$ – константы скорости аэробной и анаэробной коррозии, соответственно, моль/м$^2$с;

$[O_2]$ – концентрация растворённого кислорода, моль/л;

$k_{био}$ – константа учета биологического влияния (рассчитывается согласно экспериментам);

$E_A$ – энергия активации, Дж/моль (рассчитывается согласно экспериментам);

$R$ – универсальная газовая постоянная, Дж/мольК;

$T$ – температура, К;

$S$ – площадь контакта воды со сталью, м$^2$;

$SR$ – отношение текущего произведения активностей ионов к константе, описывающей реакцию растворения железа;

где $k_1$ – рассчитываемые при калибровке модели коэффициенты для фаз двухвалентного и трехвалентного железа;

$EQ_{i\text{ПК}}$ – количество $i$-го образовавшегося продукта коррозии, моль/л воды.

С целью определения влияния микроорганизмов на стойкость основных барьеров безопасности проведено экспериментальное исследование коррозии образцов углеродистой стали Ст3 в присутствии сообщества микроорганизмов, отобранных на участке «Енисейский», и микробиоты бентонитовых глин. Сопоставление модельных и расчетных данных скорости коррозии в отображено на рисунке 2. Моделирование проводилось в РК PHREEQC 2.18 [0].

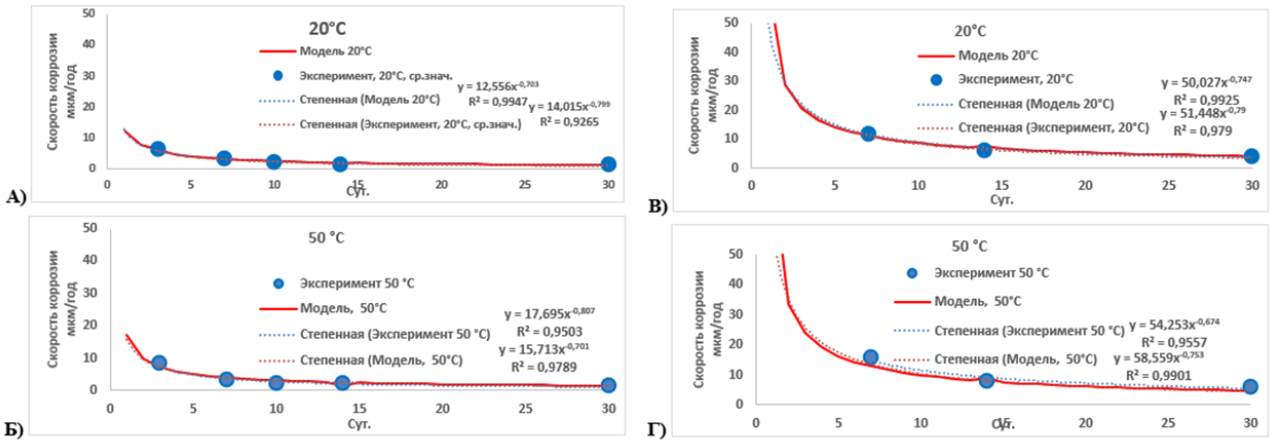
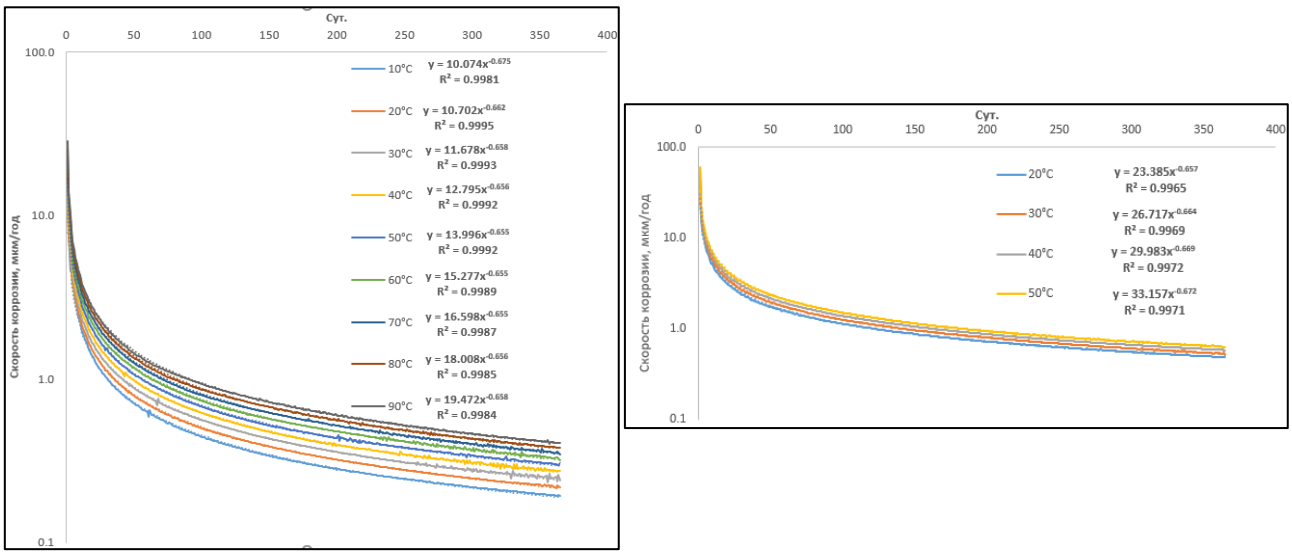



Рис. 2. Сопоставление модельных и расчетных данных скорости коррозии в стерильных условиях. А) Анаэробные условия, 20 ºС. Б) Анаэробные условия, 50ºС. В) Аэробные условия, 20 ºС. Г) Аэробные условия, 50 ºС

Проведен прогноз значений скоростей коррозии в биотической и абиотической обстановке на основе результатов данного исследования (рисунок 3), коррозии стали, представленные на этих рисунках, а также полученные регрессионные уравнения могут

быть использованы для оценки скорости коррозии в условиях ПГЗРО на участке «Ениссейский» вне контакта с бентонитом.

Данная модель коррозии была использована для моделировании коррозии стали в присутствии бентонита (данные были взяты из [3]) Сопоставление модельных и расчетных данных скорости коррозии в отображено на рисунке 4.




А) Б)

Рис. 3. Результаты расчета скорости коррозии углеродистой стали в зависимости от времени. А) В условиях отсутствия биогенного окисления; А) В условиях присутствия биогенного окисления

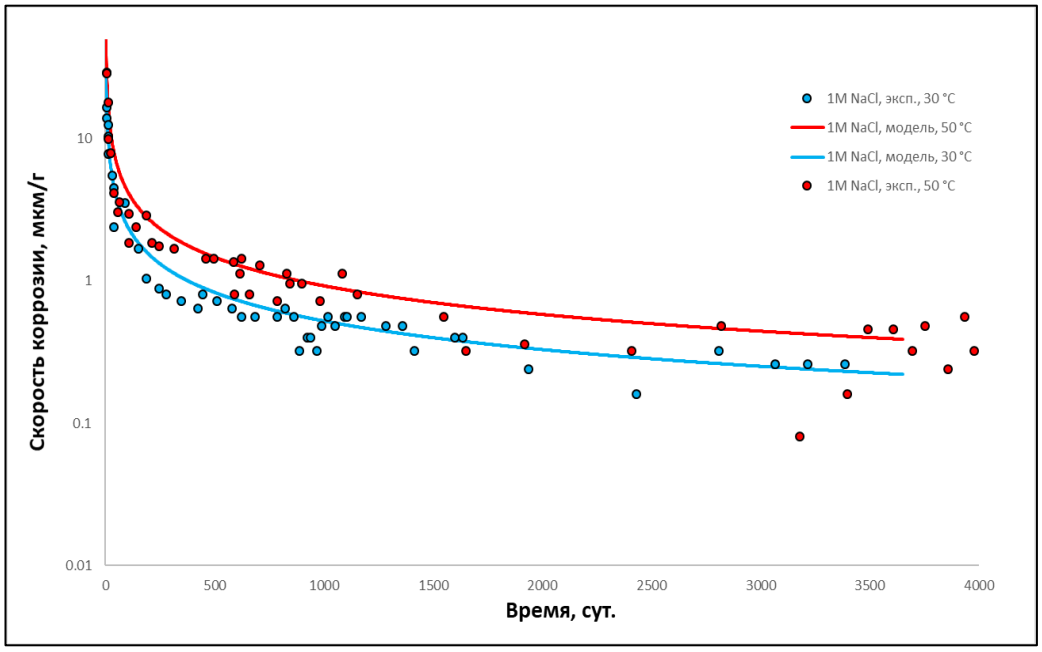



Рис. 4. Сопоставление модельных и расчетных данных скорости коррозии углеродистой стали в присутствии бентонита (экспериментальные данные по [3])

Моделирование выщелачивания NAP-матрицы

Для моделирования выщелачивания NAP-матрицы на основе экспериментальных данных были разработаны модели выщелачивания как с учетом блокирования поверхности продуктами коррозии, а также без учета, согласно следующей зависимости [4]:

$$R_i = S \times k_{выщ.} \times e^{\left(-\frac{E_a}{RT}\right)} \times [H^+]^{-0,4} \times \left(1 - (\frac{IAP}{K_s})\right), \quad (6)$$

где $R_i$ – скорость растворения (а также выхода соответствующих компонент матрицы согласно их мольной доле);

$ВФ$ – ведущая фаза растворения стекла (наименее растворимая фаза, контролирующая растворение матрицы стекла);

$S$ – площадь контакта, м$^2$;

$k_{выщ.}$ – константа скорости растворения;

$\left(\frac{IAP_{ВФ}}{K_{sВФ}}\right)$ – отношение произведения активности ионов ведущей фазы растворения стекла к произведению активностей при насыщении.

Результаты сравнения модельных и экспериментальных данных в модели с убыванием основных ионообменных центров и появлением новых центров гиббсита представлены на рисунке 5. Укажем, что со временем выход основных компонентов матрицы выходит на плато.

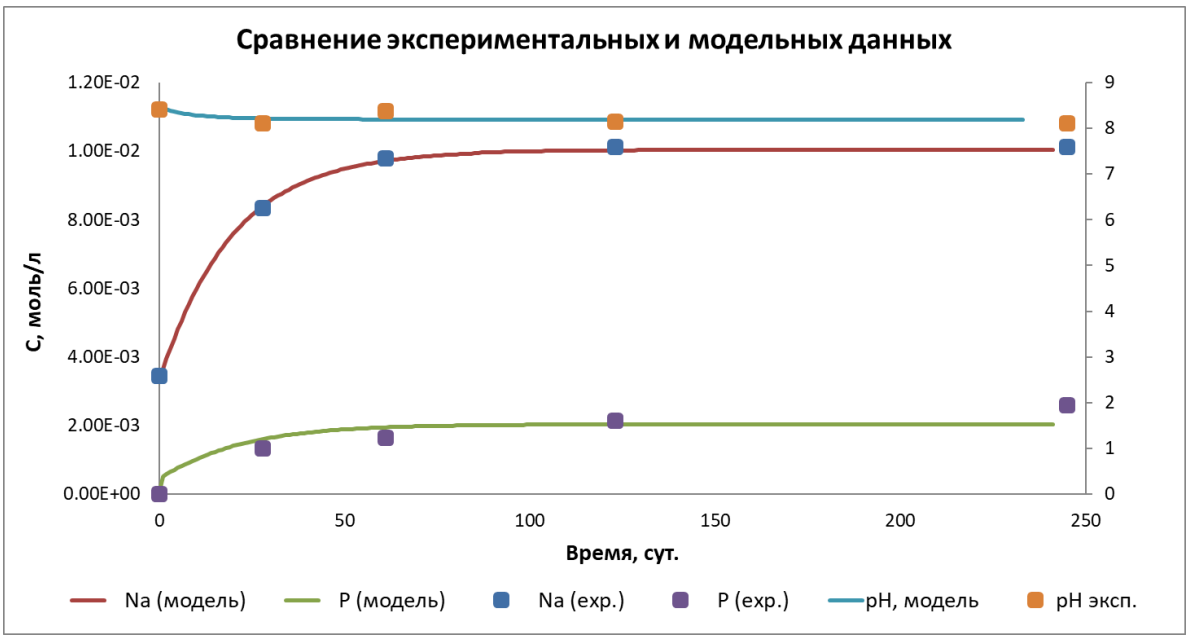



Рис. 5. Результаты сравнения модельных и экспериментальных данных. Модель с убыванием основных ионообменных центров и появлением новых центров гиббсита

Модели миграции радионуклидов сквозь бетонные барьеры

Для прогнозирования миграции радионуклидов сквозь эволюционирующие барьеры на основе портландцемента разработаны подходы стадийного задания значений $K_d$ и пределов растворимости радионуклидов в зависимости от стадии деградации бетона. Продолжительность и параметры водопроводимости материала портландцемента могут задаваться как экспертно, так и при помощи разработанных моделей изменения значений коэффициентов водопроводимости от пористости, а пористость, в свою очередь, может быть рассчитана на основе разработанных моделей эволюции массива минеральных фаз, слагающих цемент.

В рамках моделирования цементный массив ИББ на основе портландцемента рассматривается как совокупность твердых минеральных фаз, при прохождении воды сквозь этот массив происходят процессы растворения и осаждения этих фаз, в результате чего химический состав поровой воды и её pH определяется следующими характеристиками:

для 1 стадии – выходом солей Na и K;

для 2 стадии – растворением портландита;

для 3 стадии – растворением силикатов кальция;

для 5 стадии – растворением кальцита и минорных фаз.

Рассчитанные параметры поровой воды были использованы для расчетов пределов растворимости ряда радионуклидов.

На рисунке 6 представлено модельного распределение фаз внутри массива цементного ИББ в зависимости от числа промытых поровых объемов.

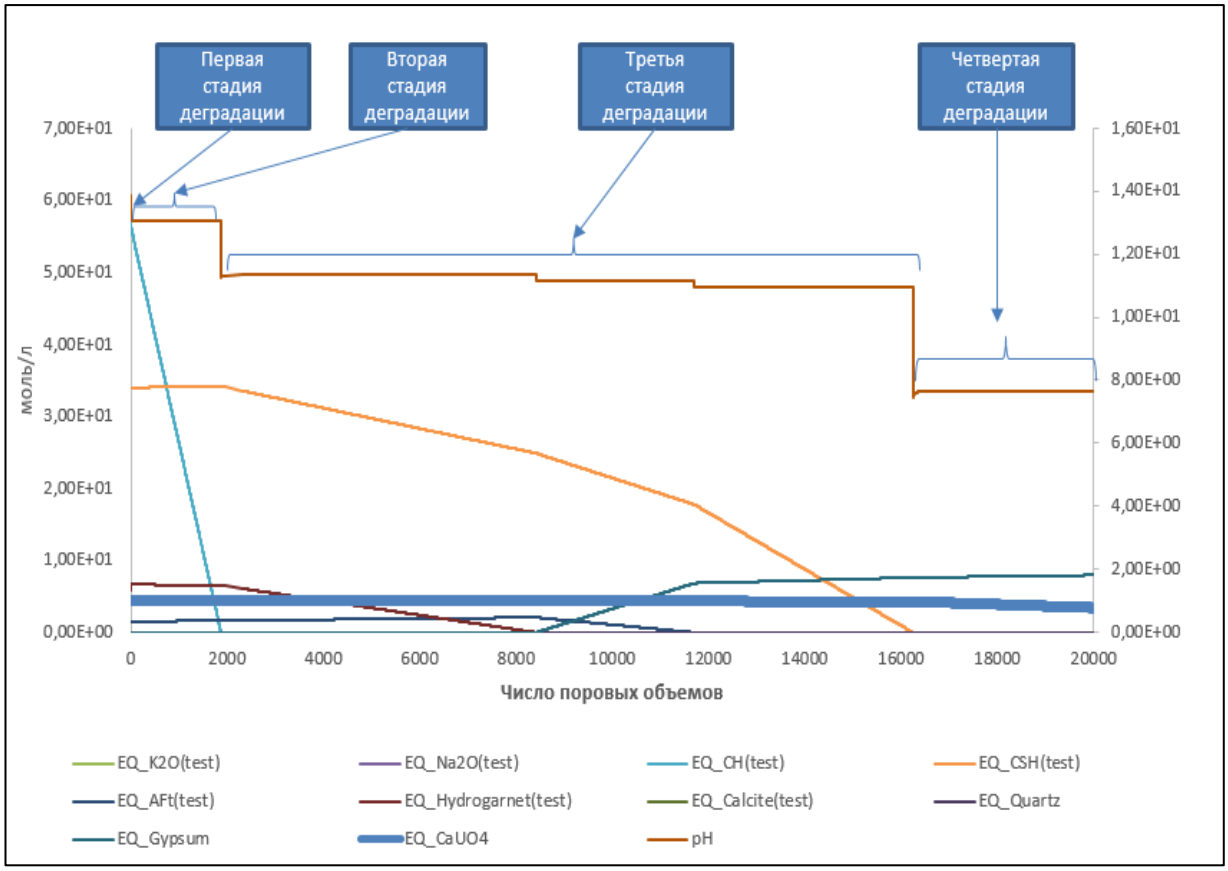



Рис. 6. Распределение фаз внутри массива цементного камня в зависимости от числа промытых поровых объемов (ось pH справа)

В качестве примера рассмотрим результаты моделирования прохождения сквозь портландцемент раствора, содержащим U (рисунок 7) накопление уранита кальция в зависимости от числа поровых объемов (ось pH справа). Заметно обратная зависимость между концентрациями этих элементов – чем выше концентрация кальция, тем ниже концентрация урана, что явственно следует из формулы растворимости этого минерала.

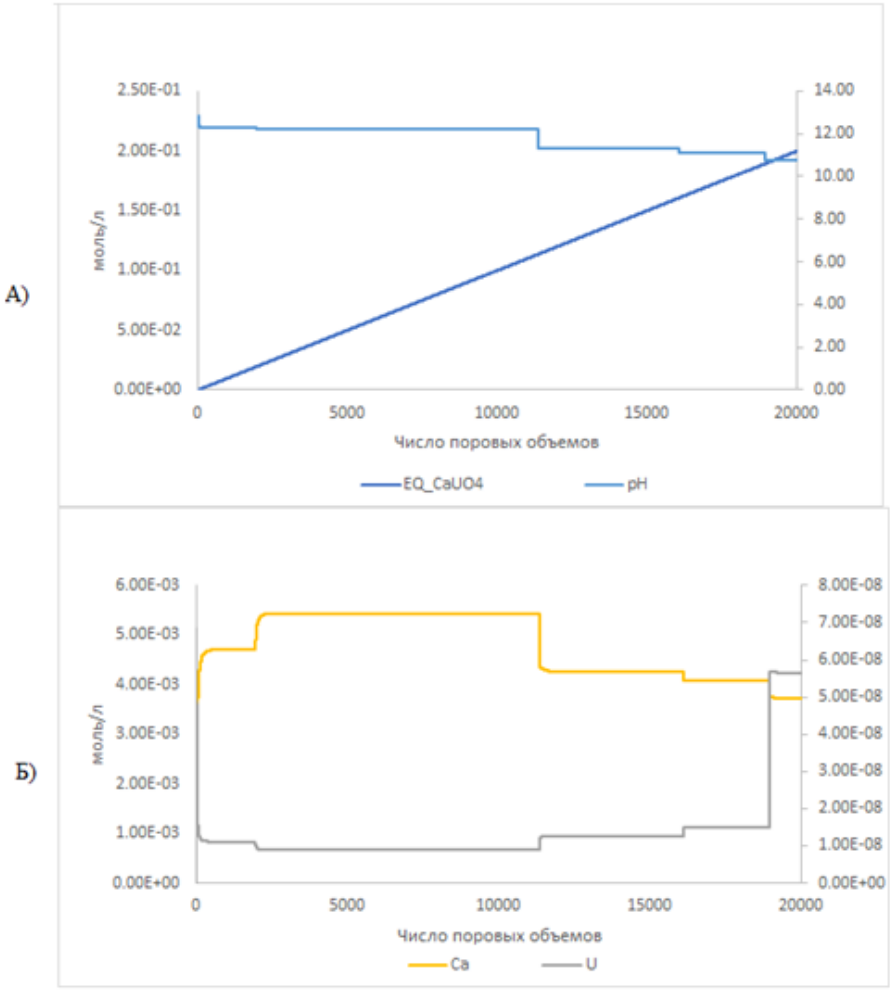



Рис. 7. Результаты моделирования промывания портландцементного барьера раствором, содержащим U. А) накопление ураната кальция в зависимости от числа поровых объемов (ось pH справа), Б) Концентрации Ca и U (ось справа)

**Литература**

1. Parkhurst D. L. et al. User's guide to PHREEQC (Version 2): A computer program for speciation, batch-reaction, one-dimensional transport, and inverse geochemical calculations //Water-resources investigations report. – 1999. – Т. 99. – №. 4259. – С. 312.

2. Болдырев К. А. и др. Исследование коррозии углеродистой стали ст3 в присутствии микроорганизмов, выделенных из участка Енисейский // Радиоактивные отходы. – 2021. – Т. 16. – № 3. – С. 103–113.

3. N, R, Smart, B, Reddy, A, P, Rance, D, J, Nixon & N, Diomidis (2017) The anaerobic corrosion of carbon steel in saturated compacted bentonite in the Swiss repository concept, Corrosion Engineering, Science and Technology, 52:sup1, 113-126, DOI: 10,1080/1478422X,2017,1316088

4. Болдырев К. А. и др. Численное моделирование выщелачивания алюмофосфатного стекла в статическом режиме в присутствии бентонита //Радиохимия. – 2019. – Т. 61. – №. 5. – С. 427-432.

# СОРБЦИЯ CS НА БЕНТОНИТОВЫХ ГЛИНАХ И ПРИМЕСНЫХ МИНЕРАЛАХ

*А.С. Семенкова, И.Р. Тонян, А.Ю. Романчук, С.Н. Калмыков*

*МГУ им. М.В. Ломоносова, г. Москва*

Необходимым этапом создания инженерных барьеров при хранении радиоактивных отходов (РАО) является подбор материалов, обладающих изоляционными свойствами, что позволит обеспечить высокие противомиграционные характеристики барьера. В соответствии с требованиями радиационной безопасности геологическая изоляция РАО требует многобарьерной системы безопасности, и природные бентонитовые глины считаются одним из наиболее перспективных компонентов. Уникальные свойства свойства бентонитовых глин обеспечиваются наличием минералов смектитовой группы. Присутствие примесных минералов может существенно сказываться на сорбционных характеристиках природных глин, что также необходимо учитывать при выборе барьерного материала.

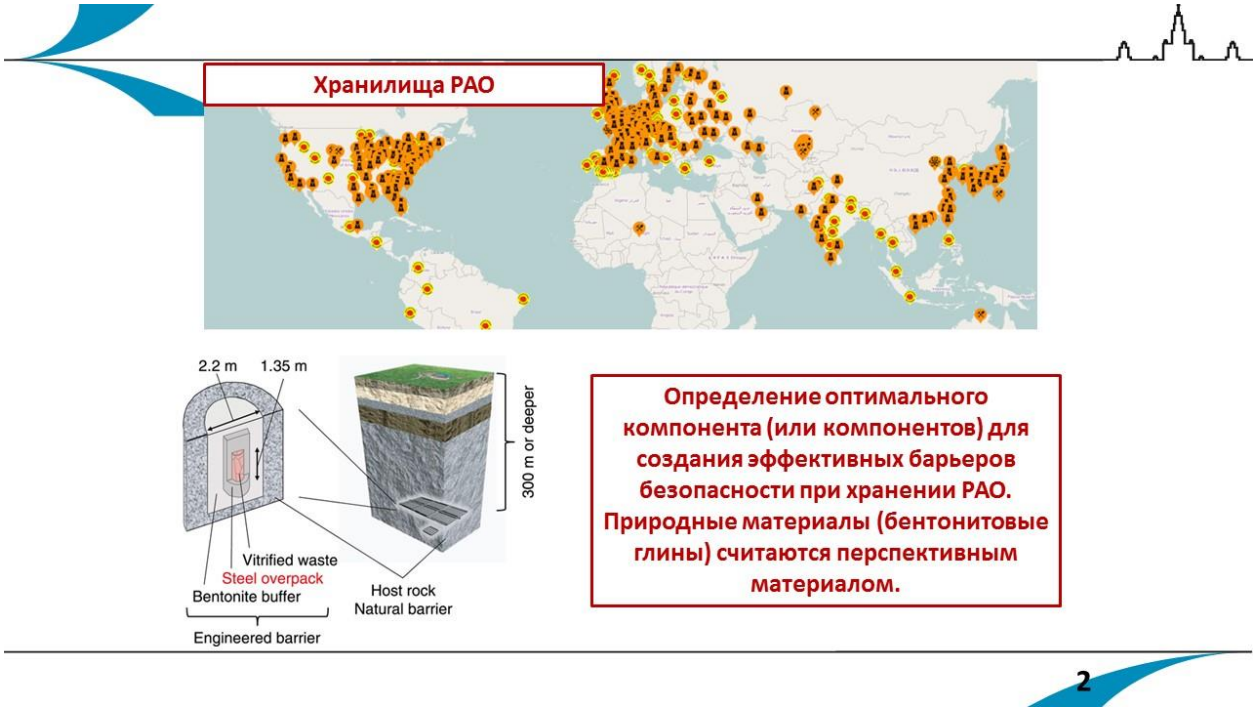
В данной работе проведено сравнение взаимодействит Cs с распространенными в природе алюмосиликатами (смектит, каолинит, иллит и цеолит). В ходе исследования были проведены эксперименты с природными бентонитовыми глинами различных месторождений: ранее не изученных месторождений России (10-й Хутор, Даш-Салахинское, Зырянское) и Казахстана (Динозавр), а также широко изученных образцов MX-80 (США), KunipiaF (Япония), FEBEX (Испания). Сорбцию цезия изучали в широком диапазоне концентраций ($10^{-14}$-$10^{-2}$ M) и pH (2-10).

В ходе исследования были отмечены значительные различия в поведении цезия на образцах природных бентонитов, которые были особенно заметны в области следовых концентраций. Наблюдалось снижение сорбции цезия в ряду иллит-монтмориллонит~цеолит-каолинит во всем диапазоне исследованных концентраций. Несмотря на различия в структуре, для образцов MX-80 и цеолита были получены сходные сорбционные зависимости. Для некоторых бентонитов (FEBEX, Зырянский, Динозавр, Даш-Салахинское и Хакасское месторождения) на изотермах сорбции наблюдаются 2 плато, что свидетельствует о существовании различных сорбционных участков. MX-80 и KunipiaF имеют схожий минеральный состав, но можно обнаружить только один сорбционный сайт, и значения сорбции значительно ниже. Значительные различия наблюдались также для сорбции цезия на образцах Хакасии и Динозавра,

которые имеют сходный минеральный состав. Таким образом, следует отметить значительное различие в сорбции Cs на образцах бентонита с аналогичным составом. Это может быть связано с особенностями структуры образца. Выявлена корреляция между сорбцией следовых концентраций цезия и распределением заряда глинистого слоя.

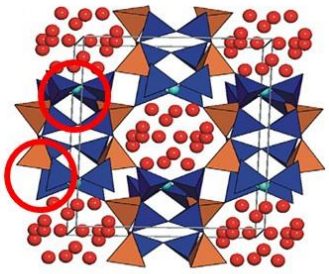
Полученные данные позволили провести моделирование, адекватно описывающее сорбцию цезия на большом наборе алюмосиликатов в различных условиях.

*Работа выполнена при поддержке Российского научного фонда (проект 20-73-00135).*



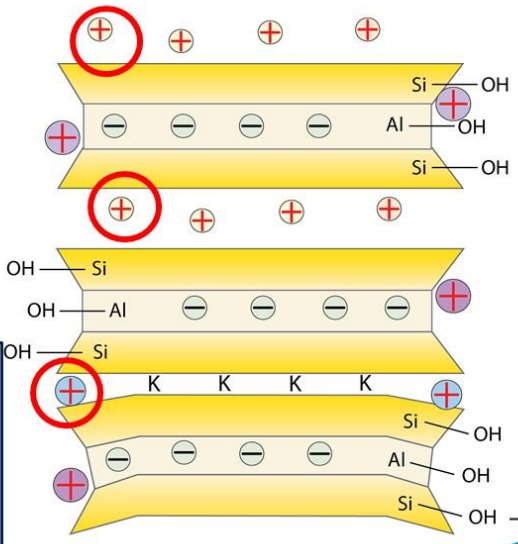
## Механизм связывания Cs(I) с алюмосиликатами

**Структура цеолита**



**Структура глинистых минералов**

*Иллит, каолинит, монтмориллонит*




**Cs(I)** **Ионный обмен**

$Cs^+ + \equiv XNa \leftrightarrows \equiv XCs + Na^+$

***Центры сорбции***

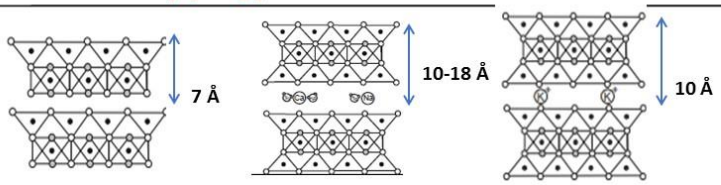
***- Базальная поверхность и межслоевое пространство***

***- Краевые центры (FES)***

***- В полостях (цеолит)***

3

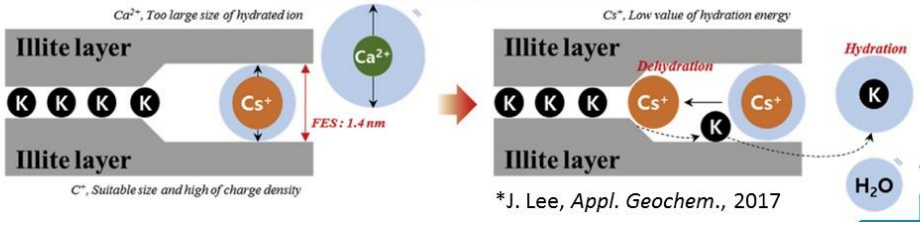
## Различия в структуре глинистых минералов




| | *Каолинит* | *Монтмориллонит* | *Иллит* |
|---|---|---|---|
| Заряд слоя | 0 | 0,4-0,6 | > 0,9 |

***Заряд слоя***

**Механизм фиксации Cs на FES**




*J. Lee, *Appl. Geochem.*, 2017

4

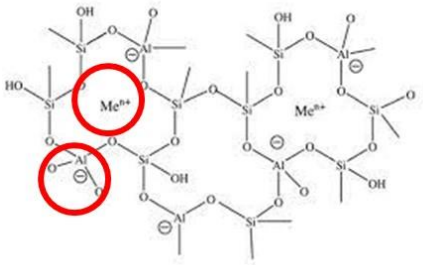
## Характеризация образцов

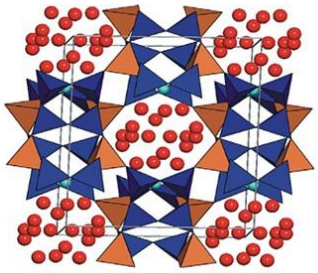
| Образец | Основной мин состав, масс % | | | | | | SSA, $m^2/g$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|
| | ММТ | Иллит | Каолинит | Кварц | Кальцит | Гетит | |
| **Катч** | **90** | | | 4 | 2 | 3 | 115 |
| **Катч очищенный** | **97** | | | 1 | 2 | | 150 |
| **FEBEX** | **87** | | | 2 | 2 | | 63 |
| **Остржанское м-е** | **52** | 9 | 10 | 20 | 1 | | 77 |
| **Одинозавровое м-е** | **73** | 1 | | 23 | 2 | | 110 |
| **10Хутор** | **73** | | 1 | 15 | 2 | | 59 |
| **Даш-Салахинское м-е** | **74** | | | 4 | 4 | | 67 |
| **Зырянское м-е** | **74** | 1 | 3 | 19 | 2 | | 45 |
| **MX-80** | **80** | 1 | | 8 | | | 30 |
| **Kunipia F** | **98** | | | 1 | 1 | | 6.3 |
| **Каолинит** | | | **99** | | | | 16 |
| **Иллит** | **99** | | | | | | 48 |

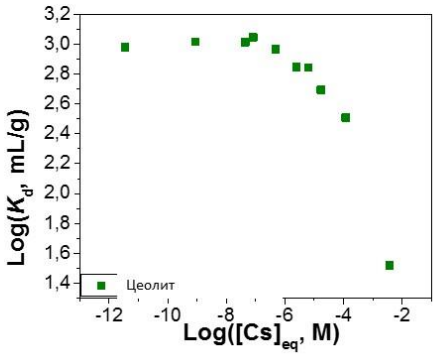
| | ММТ | Иллит | Клиноптилолит | Кварц | Альбит | SSA, m2/g |
|---|---|---|---|---|---|---|
| **Цеолит** | 1,4 | 8,4 | **71,8** | 15,0 | ЗЮ4 | 14 |

5

## Сорбция Cs(I) на цеолите






***Возможные центры сорбции на цеолите:***

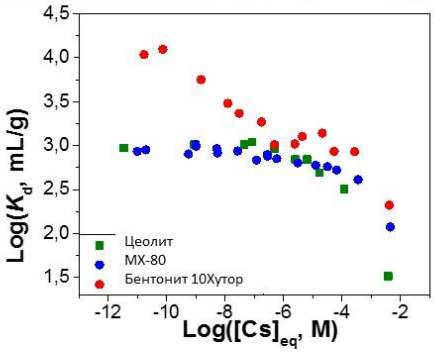
***- Базальная поверхность***

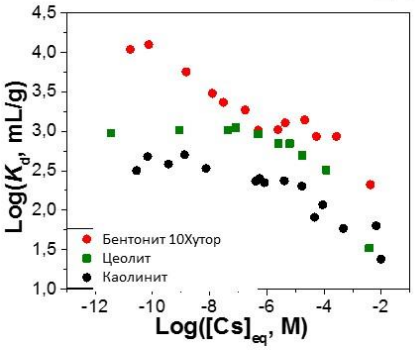
***-В полостях***

- **Только 1 тип сорбционного центра на цеолите**

6

## Сорбция Cs(I): цеолит vs глины

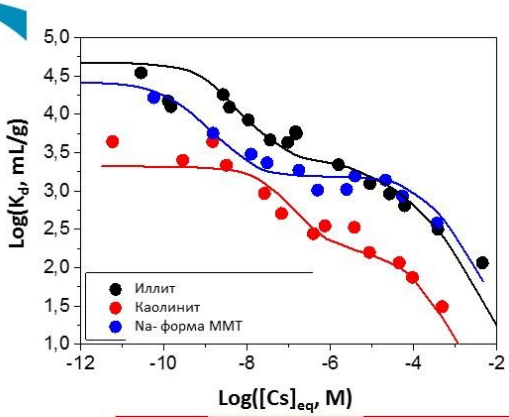



- **Сорбция Cs на цеолите аналогична наблюдаемой на MX-80, но значительно ниже, чем на других бентонитах**
- **Сорбция Cs на цеолите выше, чем на каолините**

7

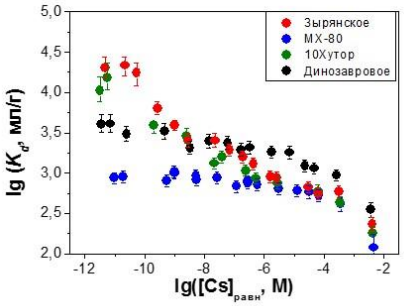
## Сорбция Cs на различных глинистых минералах

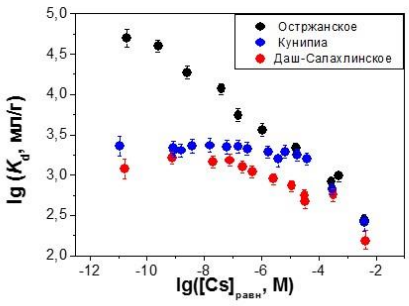



| Образец | SSA, $m^2/g$ | ЕКО, мг*экв /100 г | Заряд слоя |
|---|---|---|---|
| Иллит | 48 | 150 | >0,9 |
| Монтмориллонит | 60 | 112 | 0,4-0,6 |
| Каолинит | 16 | 3-6* | 0 |

- **Увеличение сорбции следовых концентраций Cs коррелирует с увеличением величины заряда слоя**
- **Отсутствие корреляции SSA и ЕКО с величиной сорбции Cs**

8



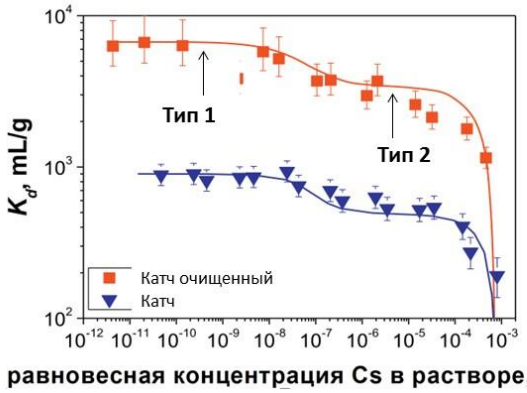

9

## Сорбция Cs(I): глина Катч

**Катч**
-Ca/Mg-форма смектита, гетит (3%)

→

**Катч очищенный**
-Na форма смектита, нет гетит




$Cs^+ + \equiv X_i Na \leftrightarrows \equiv X_i Cs + Na^+$

| Центр сорбции | lgK | Центры сорбции, моль/г |
|---|---|---|
| Тип 1 | 6,09* | $2{,}9 \cdot 10^{-8}$ |
| Тип 2 | 1,68** | $7{,}2 \cdot 10^{-4}$ |

*Semenkova et al., App. Clay Science, 2018
**Missana et al., Appl. Geochem. 2014

**Увеличение содержания Na-формы монтмориллонита приводит к увеличению сорбции Cs**

10

## Термодинамическое моделирование сорбции Cs(I)

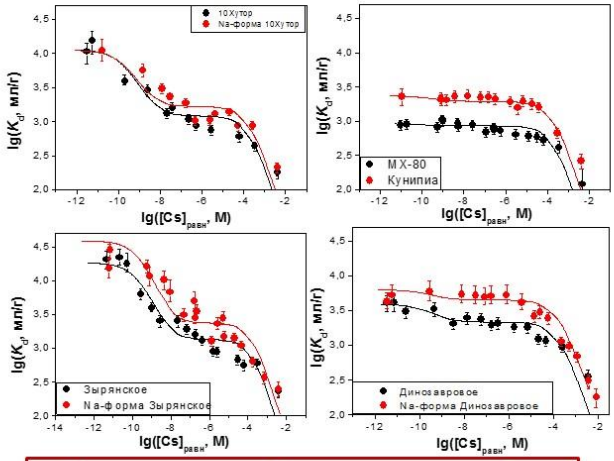
0,01 M $NaClO_4$
pH= 7,5±0,1
$C_{глины}$= 1 г/л

| Образец (месторождение) | Концентрация сорбционных центров, моль/г Тип 1 $[X^1]\cdot10^{10}$ | Тип 2 $[X^2]\cdot10^4$ | SSA, м2/г |
|---|---|---|---|
| Зырянское | 48,7 | 2,86 | 45 |
| Na-форма Зырянское | 104 | 4,96 | |
| 10 Хутор | 27,6 | 2,95 | 59 |
| Na-форма 10 Хутор | 27,0 | 3,52 | |
| Дашковское | 13,2 | 3,13 | 64 |
| Na-форма Дашковское | 48,1 | 8,75 | |
| Даш-Салахлинское | 5,09 | 2,39 | 67 |
| Na-форма Даш-Салахлинское | 31,0 | 3,74 | |
| Динозавровое | 4,98 | 4,55 | 110 |
| Na-форма Динозавровое | 5,19 | 9,45 | |
| Кунипиа Ф | 1,17 | 4,10 | 8 |
| МХ-80 | 0,120 | 1,82 | 30 |

$Cs^+ + \equiv X^1Na \leftrightarrows \equiv X^1Cs + Na^+$ $\lg K = 7{,}59$*

$Cs^+ + \equiv X^2Na \leftrightarrows \equiv X^2Cs + Na^+$ $\lg K = 1{,}68$*

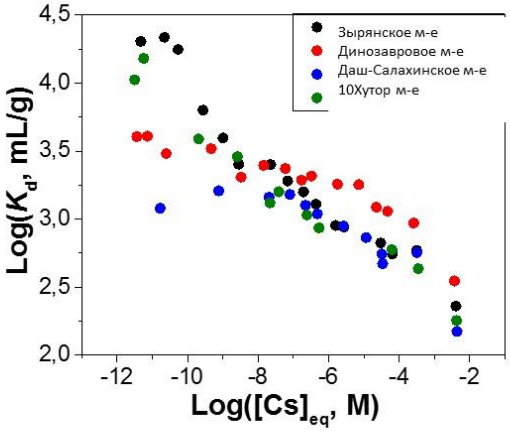
*Missana et al., Appl. Geochem. 2014




- Концентрации сорбционных центров обоих типов отличаются для бентонитов из разных месторождений
- Сорбция Cs(I) на Na-формах выше, чем на исходных бентонитах

11

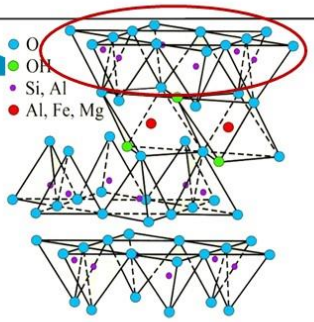
## Сорбция Cs(I) на бентонитах



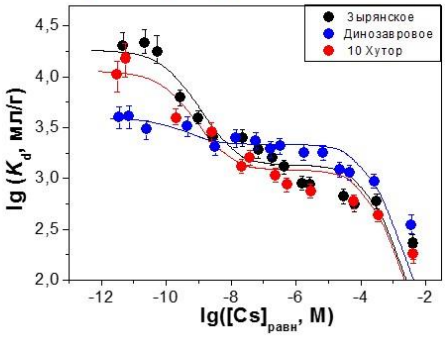

| Бентонит, м-е | Центры сорбции, моль/г Тип 1 $[X^1]\cdot10^{10}$ | Тип 2 $[X^2]\cdot10^4$ | Основной мин состав, масс% ММТ |
|---|---|---|---|
| Зырянское м-е | 48,7 | 2,86 | 74 |
| 10Хутор | 27,6 | 2,95 | 73 |
| Даш-Салахинское | 5,09 | 2,39 | 74 |
| Динозавровое | 4,98 | 4,55 | 74 |
| МХ-80 | 0,120 | 1,82 | 80 |
| Дашковское | 13,2 | 3,13 | 57 |
| Kunipia F | 1,17 | 4,10 | 98 |

- Содержание монтмориллонита в образце не коррелирует с количеством сорбционных центров

12




| Месторождение бентонита | Доля тетраэдрического заряда, % | Тип1 $[X^1]\cdot10^{10}$, моль/г |
|---|---|---|
| Зырянское | 26,8 | 48,7 |
| 10Хутор | 3,2 | 27,6 |
| Динозавровое | 0,5 | 4,98 |




**Величина сорбции следовых концентраций Cs(I) коррелирует со степенью гетеровалентных замещений в тетраэдрической подрешетке смектита**



## Сорбция Cs(I) на алюмосиликатах: выводы

- **Сорбция Cs на цеолите выше, чем на каолините, и значительно ниже, чем на иллите и большинстве бентонитов;**
- **1 тип сорбционного центра был обнаружен для сорбции Cs на цеолите;**
- **1 тип сорбционных центров наблюдается для сорбции Cs на каолините и 2 типа на иллите. Для бентонитов может наблюдаться 1 или 2 типа - в зависимости от месторождения. Концентрации сорбционных центров различны для бентонитов из разных месторождений;**
- **Сорбция Cs на Na-форме бентонита выше, чем на природной;**
- **Увеличение сорбции следовых концентраций Cs коррелирует с увеличением величины заряда слоя и части заряда, локализованного в тетраэдрической подрешетке.**

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА МИКРОБНОЙ КОРРОЗИИ СТАЛИ МАРКИ СТ3

*Е.С.Абрамова[1], А.В.Сафонов[1,2], Н. А. Гладких[1], В.В. Душик[1]*

*[1]ИФХЭ РАН, г. Москва, [2]ИБРАЭ РАН, г. Москва*

В соответствии с современной концепцией безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов, принятой МАГАТЭ, при сооружении хранилищ необходимо использовать систему мультибарьерной защиты. В хранилище «Енисейский» в Красноярском крае радиоактивные отходы в форме стеклянной матрицы будут расположены в стальном контейнере, окруженном глинистым барьером, предотвращающим попадание влаги. В качестве материала контейнера рассматривается черная углеродистая сталь марки Ст3. При попадании влаги поверхность стали будет подвергаться воздействию коррозии, имеющей комплексный механизм. Вклад микроорганизмов, присутствующих в барьерных материалах и геологической среде может значительно интенсифицировать коррозию стали за счет прямых и опосредованных процессов. Интенсификация микробных процессов на поверхности стальных контейнеров может происходить за счет образования водорода, а также биофильных компонентов глин.

Целью данной работы является оценка условий и определение интенсивности микробной коррозии стали марки Ст3 и нержавеющей стали в модельных условиях будущего пункта глубинного подземного захоронения РАО «Енисейский» (г. Железногорск Красноярский край).

Для исследования влияния микроорганизмов на кинетику коррозионных процессов, происходящих на металлической поверхности, в качестве исследуемого материала использовали прямоугольные пластины стали марки Ст3 ГОСТ 380-2005. Состав стали приведен на слайде 4. Образцы стали помещали в модельные условия ПГЗРО «Енисейский», имитирующих геохимические условия ПГЗРО, в состав входит гидрокарбонат натрия, хлорид кальция и сульфат магния. В качестве источника микроорганизмов была взята пластовая вода Р4, её состав также приведен на слайде. В качестве модификаторов микробной коррозии (МБК) были взяты добавки: водород, глюкоза, трегалоза, глина, сульфат-, сульфид-, бикарбонат- ионы.

В ходе экспериментов проводилась оценка филогенетического разнообразия природных образцов, оценка скорости микробной коррозии стали марки Ст3 при

воздействии добавок, оценка кинетики коррозии стали в различных условиях с помощью оптической микроскопии, оценка изменения поверхности образцов стали марки Ст3 модификаторами микробной коррозии.

*Филогенетическое разнообразие пробы пластовой жидкости и бентонитовой глины*. Данные по филогенетическому разнообразию проб на основании анализа генов 16S рРНК приведены на слайде 6, составленной по принципу тепловой диаграммы. В пробе пластовой воды Р4 доминировали представители родов *Dechloromonas. Novosphingobium.* При условии повышенного содержания сульфат-ионов (например, за счет растворения сульфидов пород), в данной пробе из скважины Р4 можно ожидать образование сероводорода в процессе сульфатредукции, газовыделения за счет образование метана, и водорода в случае необходимой концентрации органического вещества. Образование сероводорода и органических продуктов брожения может приводить к деструкции стенок металлических контейнеров.

В пробе бентонита марки 10-й хутор доминировали органотрофные бактерии рода *Bacteroides*, семейств *Lachnospiraceae* и *Ruminococcaceae,* вероятно попавшие на этапах технической обработки глин на предприятиях. Большая часть рода *Bacteriodes* относится к патогенной микрофлоре.

Таблица 1 – Микробное разнообразие образцов электролита Р4 и бентонита марки 10-й хутор

| **Р4** | % | **Бентонит марки 10-й хутор** | % |
|---|---|---|---|
| ***Dechloromonas*** | **24** | ***Bacteroides*** | **14** |
| *Erysipelothrix* | 7 | ***Pseudomonas*** | **14** |
| *Hydrogenophaga* | 5 | *Akinetobacter* | 3 |
| ***Novosphingobium*** | **10** | ***Lachnospiraceae*** | **22** |
| *Acidovorax* | 3 | ***Ruminococcaceae*** | **24** |
| *Gallionella* | 3 | *Actinobacteria* | 3 |
| *Smithella* | 3 | *Hungatella* | 3 |
| *Desulfomicrobium* | 3 | *Brevundimonas* | 1 |
| *Methanobacterium* | 3 | *Xanthomonadales* | 1 |
| *Thauera* | 2 | неизвестные | 15 |
| неизвестные | 44 | | |

Данные по филогенетическому анализу пробы пластовой воды Р4 дополнены анализом численности основных физиологических групп микроорганизмов при температурах 20°С и 50°С (рисунок 1). Особо внимание стоит обратить на присутствие в

образцах железоредукторов и сульфатредуцирующих бактерий, жизнедеятельность которых может привести к деструкции стальных контейнеров.

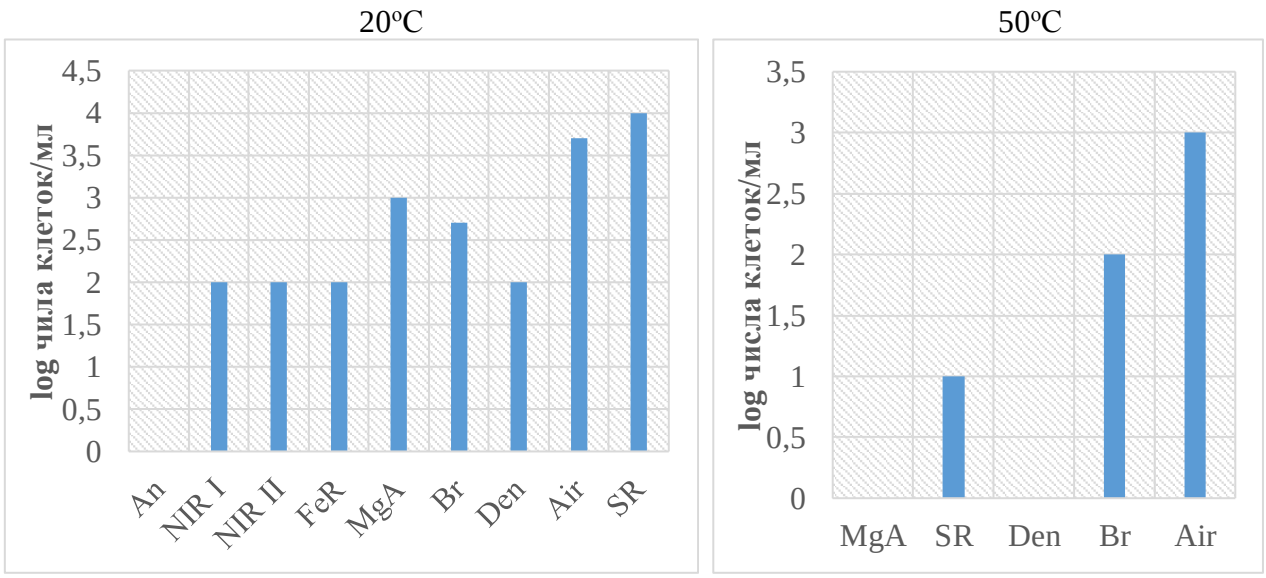



Рис. 1 – Численность микроорганизмов основных физиологических групп при температурах 20°C и 50°C

*Оценка скорости микробной коррозии стали марки Ст3.* В экспериментах по оценке скорости микробной коррозии стали была изучена роль воздействия различных добавок на этот процесс.

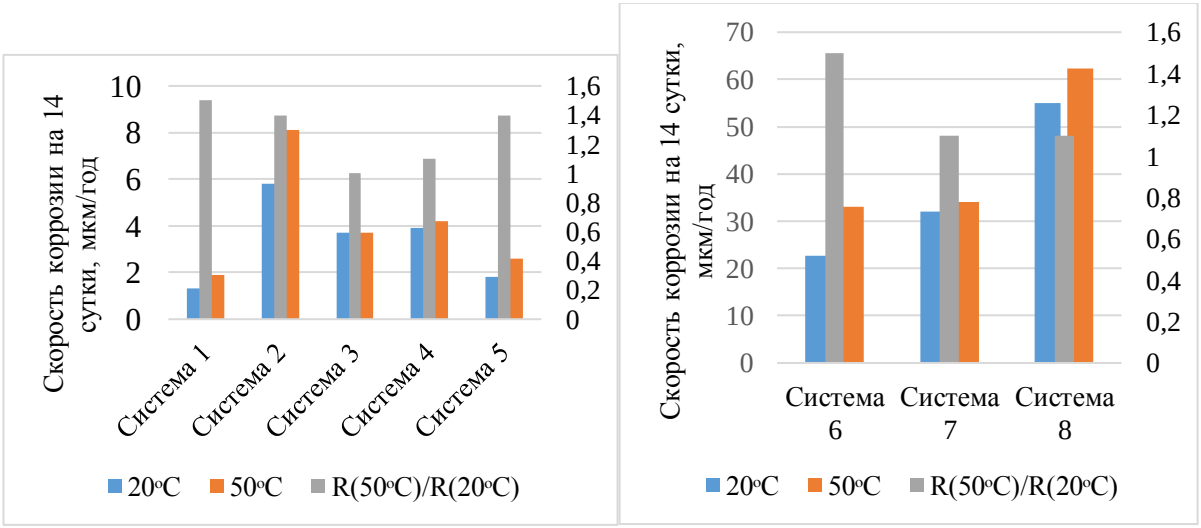



Рис. 2 – Скорость коррозии стали Ст3 (мкм/год) при температуре 20°C и 50°C в различных условиях на 14 сутки. $R_i$ – скорость, мкм/год, а R50°C/R20°C – отношение скоростей при температурах 50 и 20 °C (ось справа): **Система 1** – стерильная среда, анаэробные условия, **Система 2** – стерильная среда, аэробные условия, **Система 3** – вода участка «Енисейский», нативная микрофлора, без дополнительного стимулирования, анаэробные условия, **Система 4** – вода участка «Енисейский», нативная микрофлора, анаэробное стимулирование водородом, **Система 5** – анаэробная обстановка, вода участка «Енисейский», микробное сообщество бентонита марки 10-й хутор, **Система 6** – вода участка «Енисейский», анаэробное стимулирование трегалозой, **Система 7** – вода участка

«Енисейский», анаэробное стимулирование сульфатом (500 мг/л) и водородом, **Система 8** – смесь микробных сообществ подземной воды вода участка «Енисейский», и бентонита марки 10-й хутор – анаэробное стимулирование сульфатом (500 мг/л) и водородом

Экспериментальные условия 1-5 показывают более реалистичный сценарий протекания процессов коррозии (рисунок 2). Средняя скорость в модельной воде, характерной для условий ПГЗРО «Енисейский» без микроорганизмов до 1,3-1,9 мкм/год, в пробах с реальной водой, отобранной из участка, в присутствии микробиоты в анаэробных условиях увеличивалась в 2-4 раза и находилась пределах 10 мкм/год.

В системах 6 и 7 с добавками органического вещества, избытка сульфата и водорода наблюдается наиболее пессимистичный сценарий коррозии. При добавлении трегалозы, являющейся невосстанавливающим химически инертным дисахаридом, наблюдается увеличение скорости коррозии в 17 раз в аэробных и анаэробных условиях. При этом выделяются метаболиты, способствующие ускоренной биокоррозии: углекислый газ, анаэробные и органические кислые продукты брожения. Известно, что в бентонитовых глинах содержание органического вещества может достигать 5%, что может привести к интенсификации микробных процессов.

Наибольшее значение скорости коррозии наблюдалось в пробе Системы 8 – до 62,4 мкм/год. В этом случае интенсификация микробных процессов происходила при активации смешанного микробного сообщества подземных вод и глин, при добавлении сульфата и водорода, а также органического вещества и биофильных элементов глин, стимулирующих рост микроорганизмов.

*Исследование коррозии стали Ст3 в средах с модификаторами МБК.* Во всех средах поверхность стали Ст3 подвергалась коррозионному разрушению, что подтверждается наличием продуктов растворения (рисунок 3).

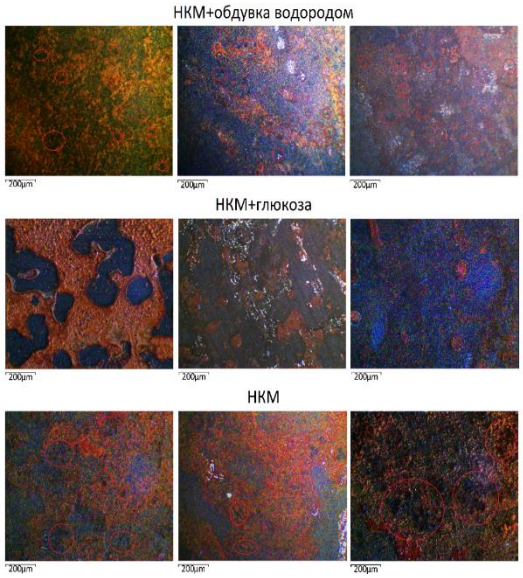



Рис. 3 – Микрофотографии поверхности Ст3 после её экспозиции в течение 120 суток в растворах: НКМ + обдувка водородом, НКМ + 1 мг/л глюкозы и НКМ без модификатора МБК

В случае растворов НКМ и НКМ + обдувка водородом на поверхности стали были зафиксированы очаги локального растворения металла. В случае раствора НКМ + глюкоза из-за большого количества продуктов растворения при визуальном осмотре образцов и при использовании оптической микроскопии видных очагов локального растворения металла зафиксировано не было. На всех образцах были обнаружены области, покрытые и не покрытые продуктами коррозии. Из чего можно предположить, что механизм микробиологического растворения Ст3 – электрохимический. Область металла, покрытая продуктами растворения, является анодом, а не покрытая область – катод.

*Исследование коррозии стали в средах с химическими модификаторами.* Во всех средах на поверхности образцов низкоуглеродистой стали были зафиксированы очаги локального растворения металла (рис. 4).

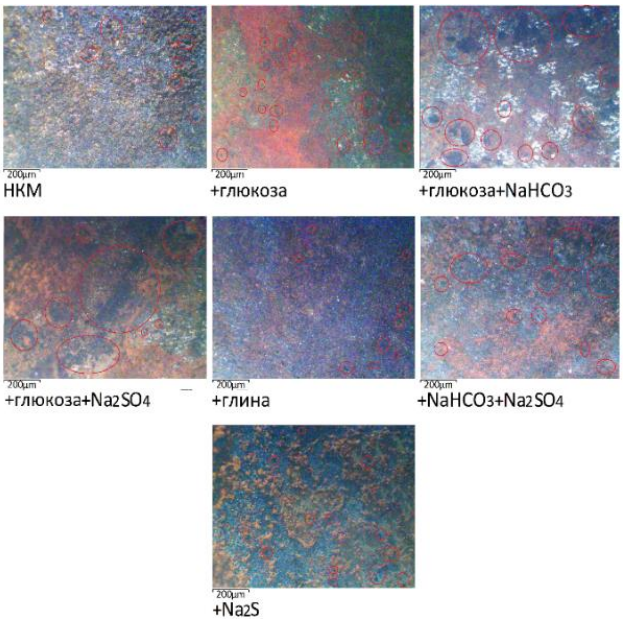



Рис. 4 – Микрофотографии поверхности Ст3 после её экспозиции в течение 120 суток в различных растворах

Присутствие в среде НКМ модификатора МБК (глюкоза) приводит к увеличению количества дефектов до 24 штук со средним размером 11,5 мкм. Добавление в раствор бикарбонат-ионов приводит к появлению на поверхности Ст3 коррозионных язв со средним размером 56 мкм. Среднее количество язв составило 18 штук. Сульфат-ионы провоцируют формирование на поверхности, как колоний дефектов, так и отдельных питтингов. В этом случае $N_{ср}$ колоний = 6 штук, а $d_{ср}$ = 11 мкм. Присутствие в среде смеси модификаторов МБК из бикарбонат- и сульфат-ионов приводит к появлению на металле, как язв, так и питтингов. В этом случае, $N_{ср}$ язв = 2 штук, с $d_{ср}$ = 25 мкм, а $N_{ср}$ питтингов = 10 штук, с $d_{ср}$ = 12 мкм. Наличие в среде сульфат-ионов приводит к торможению разрастания язв и к появлению большего количества отдельных дефектов.

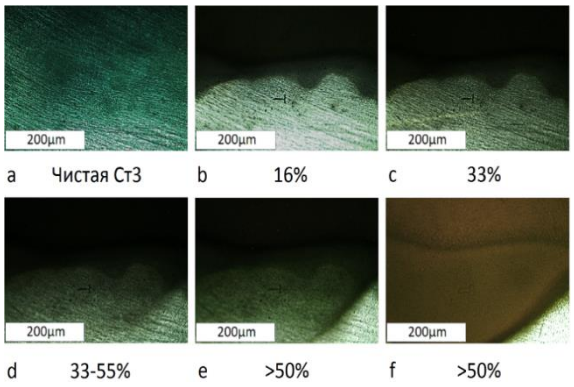
*Гравиметрический анализ.* Исходя из гравиметрических расчетов (таблица 2), можно расположить испытательные среды по увеличению степени коррозионной агрессивности по отношению к исследуемым металлам следующим образом: НКМ без модификатора МБК, НКМ + глина, НКМ + обдувка водородом, НКМ + 1 мг/л глюкозы, НКМ + 5 мг/л глюкозы, НКМ + $Na_2S$, НКМ + $Na_2SO_4$, НКМ + $Na_2SO_4$ + $NaHCO_3$, НКМ + глюкоза + $Na_2SO_4$, НКМ + глюкоза + $NaHCO_3$.

Таблица 2 - Гравиметрия Ст3

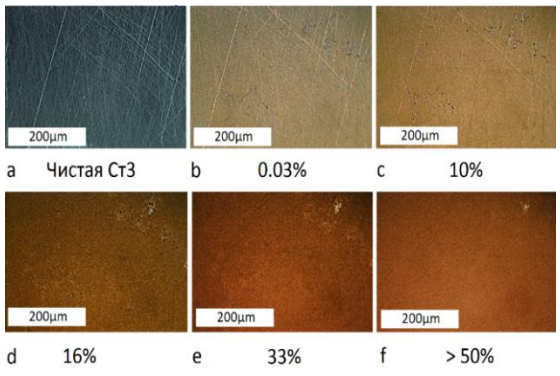
| № | Донор | Масса исходная | Масса конечная | V, мкм/год |
|---|---|---|---|---|
| 1 | Водород | 2,7406 | 2,0470 | 619,81 |
| 2 | | 2,2498 | 1,9492 | 335,24 |
| 3 | | 2,4172 | 2,1127 | 301,01 |
| 4 | Глюкоза | 2,4343 | 2,2206 | 217,90 |
| 5 | | 2,6362 | 2,2502 | 355,95 |
| 6 | | 2,4051 | 2,2194 | 188,46 |
| 7 | Металл | 2,3533 | 2,2094 | 147,88 |
| 8 | | 2,4003 | 1,9831 | 402,12 |
| 9 | | 2,2691 | 2,1280 | 166,08 |
| 1 | Глюкоза | 2,4104 | 2,2798 | 124,03 |
| 2 | Глюкоза + $Na_2SO_4$ | 2,5952 | 2,4511 | 136,85 |
| 3 | Глюкоза + $NaHCO_3$ | 2,9165 | 2,7836 | 126,21 |
| 4 | Глина | 2,5330 | 2,3880 | 134,03 |
| 5 | $NaHCO_3$+$Na_2SO_4$ | 2,4967 | 2,3569 | 136,10 |
| 6 | НКМ | 1,6254 | 1,5724 | 76,63 |
| 25 | $Na_2S$ | 1,7801 | 1,7275 | 69,80 |

*Визуальное изменение стальной поверхности.* С помощью оптической «in situ» микроскопии было определено визуальное изменение стальной поверхности и значение доли коррозионных поражений (рисунок 5).

А)




Б)



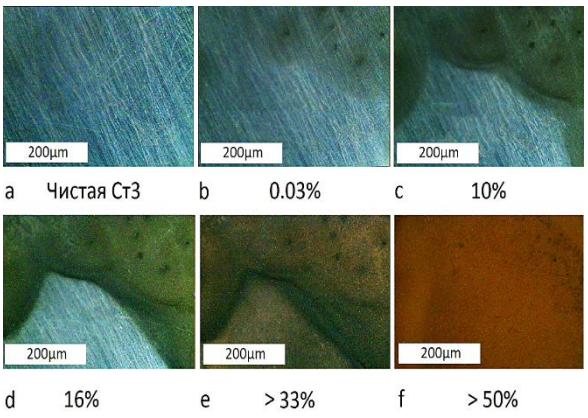



Рис. 5 – Визуальное изменение стальной поверхности, зафиксированное с помощью оптической «in situ» микроскопии, а также значение доли коррозионных поражений: А) в растворе НКМ без модификаторов МБК, Б) в растворе НКМ + глюкоза (5 мг/л), В) в растворе НКМ + $Na_2S$ (200 мг/л)

Экспериментально установлено, что присутствие в растворах глюкозы приводит к активации коррозионного процесса, по сравнению с растворами без глюкозы. Изменения на стальной поверхности в средах НКМ + глюкоза (5 мг/л) были зафиксированы через 20 минут. Добавление в НКМ сульфид-ионов приводит к активации стальной поверхности уже через 16 и 13 минут. Таким образом, из представленных данных, можно расположить растворы в порядке возрастанию агрессивности следующим образом: НКМ, НКМ + глюкоза (5 мг/л), НКМ + $Na_2S$ (200 мг/л).

Выводы:

1) Выявлено 2-3х кратное увеличение скорости коррозии стали в присутствии микроорганизмов без дополнительного стимулирования, а ускорение скорости коррозии в присутствии микроорганизмов, сравнительно с абиотическим процессом коррозии до 30 раз.

2) Обнаружено, что с ростом температуры с 20 ºС до 50 ºС скорость коррозии увеличивается до 1,5 раз.

3) При использовании оптических методов исследования испытательные среды были расположены по увеличению степени коррозионной агрессивности по отношению к исследуемым металлам следующим образом: НКМ без модификатора МБК, НКМ + глина, НКМ + обдувка водородом, НКМ + 1 мг/л глюкозы, НКМ + 5 мг/л глюкозы, НКМ + $Na_2S$, НКМ + $Na_2SO_4$, НКМ + $Na_2SO_4$ + $NaHCO_3$, НКМ + глюкоза + $Na_2SO_4$, НКМ + глюкоза + $NaHCO_3$.

4) Совместное использование методов оптической «in situ» микроскопии и электрохимии позволило определить агрессивность коррозионных сред, в отношении низкоуглеродистой Ст3, по возрастанию следующим образом: НКМ, НКМ + глюкоза (5 мг/л), НКМ + $Na_2S$ (200 мг/л).

# ТЕХНИЧЕСКАЯ КОНЦЕПЦИЯ ПУНКТА ЗАХОРОНЕНИЯ ОЧЕНЬ НИЗКОАКТИВНЫХ, НИЗКОАКТИВНЫХ И КОРОТКОЖИВУЩИХ СРЕДНЕАКТИВНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

*М.Л. Жемжуров*

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований - Сосны НАН Беларуси*

Стратегия обращения с радиоактивными отходами Белорусской АЭС предусматривает строительство первой очереди пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) до 2030 года.

Согласно методологическому подходу МАГАТЭ, разработка концептуального проекта ПЗРО является начальным этапом его проектирования. В рамках прединвестиционного этапа строительства указанного ПЗРО по договору между Минэнерго и научным учреждением «ОИЭЯИ – Сосны» разработан концептуальный проект пункта захоронения очень низкоактивных, низкоактивных отходов и короткоживущих среднеактивных РАО Белорусской АЭС, образующихся при эксплуатации и выводе из эксплуатации АЭС, на основе референтных технологий и существующих проектов.

В указанной работе принимал участие Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «Элерон» – «ВНИПИЭТ».

В настоящее время разработан концептуальный проект, в котором отдельно выделен первый этап строительства ПЗРО. Разработаны типовые решения без привязки к конкретному месту расположения объекта («на стекле»), но с учетом инженерно-геологических условий в местах размещения конкурентных и оптимальных площадок ПЗРО. Обоснованы способы кондиционирования удаляемых с АЭС РАО для обеспечения соответствия окончательных форм упаковок РАО общим критериям приемлемости РАО для захоронения; предложены технологические решения по обращению с отходами в пункте захоронения.

Технологии и конструкции сооружений захоронения РАО, а также основные технические решения для вспомогательных зданий, сооружений и систем инженерного обеспечения указанного ПЗРО, обеспечивающие безопасное и экономически приемлемое захоронение РАО, образующихся на двух энергоблоках АЭС в течение 60 лет эксплуатации и при выводе АЭС из эксплуатации, обоснованы с учетом нормативных требований, альтернативных референтных технологий и существующих проектов.

Предложенная техническая концепция ПЗРО включает оценку его радиационной безопасности во время эксплуатации и долговременной безопасности после его закрытия. Показано, что обеспечивается безопасное захоронение РАО в период потенциальной опасности захораниваемых РАО с учетом возможных внешних воздействий природного и техногенного происхождения. Выполнена оценка технико-экономических показателей предлагаемого проекта ПЗРО как в целом, так и для первой очереди его строительства.

# ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНОЕ РАДИАЦИОННОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ПОМЕЩЕНИЙ РЕАКТОРА МР НА СООТВЕТСТВИЕ КОНЕЧНОМУ СОСТОЯНИЮ ПРОЕКТА ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

*Вершинин В.М., Лемус А.В., Иванов О.П., Павленко В.И., Семенов С.Г., Чесноков А.В., Шиша А.Д.*

*Национальный научный центр «Курчатовский институт», г. Москва*

**Введение**

Работы по выводу из эксплуатации реактора МР в НИЦ «Курчатовский институт» выполнялись в соответствии с проектом, разработанным в 2008 г. и утвержденным Федеральным агентством по науке и инновациям распоряжением №Р-6 от 25 августа 2009 г. На проект было получено Положительное заключение ФГУ «Главгосэкспертизы России» № 426-09/ГГЭ-6119/02 от 20.06.2009 г. и Положительное заключение государственной экологической экспертизы № 27 от 22.01.2010 г. Рабочая документация проекта по выводу из эксплуатации исследовательского реактора МР была разработана в 2009 году, а в феврале 2011 года была получена лицензия на производство работ и был начат демонтаж оборудования петлевых установок реактора, расположенных в подвальных помещениях здания его размещения.

В 2015 году работы по выводу из эксплуатации исследовательского реактора МР были приняты приемочной комиссией Государственных заказчиков, назначенной распоряжением Госкорпорации по атомной энергии «Росатом». Согласно Проекта и Принципиальной программы конечное состояние здания реактора и прилегающей территории после завершения работ должно быть доведено до санитарно-гигиенических нормативов обеспечения радиационной безопасности персонала группы Б.

С целью подготовки документации, необходимой для снятия реактора МР с федерального государственного надзора в области использования атомной энергии, в соответствии с требованиями федеральных норм и правил было проведено заключительное радиационное обследование выведенного из эксплуатации реактора МР [1,2].

**Критерии соответствия радиационных параметров помещений и территорий выведенного из эксплуатации реактора МР проектному конечному состоянию**

Согласно НРБ-99/2009, нормируемый предел эффективной дозы радиационного воздействия на персонал группы Б, который может работать в помещениях и на территории радиационно-опасного объекта, должен составлять 5 мЗв/год. Исходя из этого предела, были определены критерии для допустимых значений мощности амбиентного эквивалента дозы (МАЭД), уровня загрязнения поверхностей и объемной активности воздуха помещений, удельной активности грунта и подземных вод территорий [1]. На основе математического моделирования и реальных измерений для радиоактивных загрязнений, характерных для реабилитированных территории и помещений реактора МР, были выбраны радиационные параметры, которые должны быть достигнуты для указанных выше величин с целью соответствия требуемому их конечному состоянию при завершении работ по его выводу из эксплуатации.

В НИЦ «Курчатовский институт» для территории санитарно-защитных зон (исключая зоны строгого режима) допустимым уровнем мощности амбиентного эквивалента дозы принята величина равная 2,4 мкЗв/ч, для территории зон строго режима –12 мкЗв/ч. Опыт работ по выводу из эксплуатации реактора МР показал, что дозы внутреннего облучения персонала на порядок меньше доз внешнего облучения. Это означает, что 90% (4,5 мЗв/год) от допустимой годовой дозы персонала группы Б может быть обусловлено внешним облучением и 10% (0,5 мЗв/год) – внутренним облучением. При условии равномерного облучения в течение года работы (2000 ч.) и отсутствии дополнительных источников облучения, мощность амбиентного эквивалента дозы (МАЭД) γ-излучения в помещениях здания реактора и на прилегающей территории должна находиться в пределах 2,3 – 2,4 мкЗв/ч.

Согласно методическим указаниям МУ 2.6.5.032-2017 «Контроль радиоактивного загрязнения поверхностей» радиоактивное загрязнение поверхности означает присутствие радиоактивных веществ на поверхности в количестве, превышающем уровни общего загрязнения 0,4 Бк/см$^2$ для β-излучающих радионуклидов (≈10 β-част/(см$^2$×мин) и 0,04 Бк/см$^2$ для α-излучающих радионуклидов ( ≈ 1 α-част/(см$^2$×мин).

В результате обследования было установлено, что загрязнение поверхностей обусловлено радионуклидами $^{137}$Cs (80%), $^{90}$Sr (15%) и $^{60}$Co (5%). Результаты расчетов показали, что при неснимаемом загрязнении поверхностей менее 4500 β-част./(см$^2$×мин), обеспечивается не превышение допустимых уровней внешнего облучения персонала группы Б. Таким образом, в качестве критерия допустимого уровня общего загрязнения поверхностей в помещениях пребывания персонала группы Б (для указанного выше состава радионуклидов) может быть принято значение 4500 β-част./(см$^2$×мин).

Для снимаемого поверхностного загрязнения, в соответствии с данными таблицы 8.9 НРБ99/2009 и пределе внутреннего облучения 0,5 мЗв/год, допустимый уровень загрязнения поверхностей для персонала группы Б составит 50 β-част./(см$^2$×мин).

Исходя из установленного предела внутреннего облучения 0,5 мЗв/год, объемная активность радионуклидов в воздухе технологических помещений для радионуклидов $^{137}$Cs, $^{90}$Sr, и $^{60}$Co не должна превышать 43 Бк/м$^3$, 8 Бк/м$^3$ и 7 Бк/м$^3$ соответственно, при допустимой среднегодовой объемной активности ($ДОА_{iБ}$) этих радионуклидов для персонала группы Б равной 425 Бк/м$^3$, 82,5 Бк/м$^3$ и 70 Бк/м$^3$. При совместном присутствии в воздушной среде нескольких нуклидов $A_i$ должно выполняться условие:

$$\sum \frac{Ai}{ДОА_{iБ}} \leq 1$$

Контрольные уровни объемной активности радионуклидов в атмосферном воздухе, установленные в НИЦ «Курчатовский институт» для зон строгого режима, в $10^4$ раз меньше $ДОА_{iБ}$ и составляют для радионуклидов $^{137}$Cs, $^{90}$Sr и $^{60}$Co – 0,003 Бк/м$^3$, 0,0003 Бк/м$^3$ и 0,0011 Бк/м$^3$ соответственно.

Допустимые уровни радионуклидов в поверхностном слое почвы и грунта, соответствующие требованиям «Контрольных уровней обеспечения радиоэкологической безопасности населения г. Москвы», равны минимально значимой удельной активности (МЗУА): для радионуклидов $^{137}$Cs, $^{90}$Sr и $^{60}$Co соответственно – 10 кБк/кг, 100 кБк/кг и 10 кБк/кг (НРБ-99/2009). Согласно НРБ-99/2009 уровни вмешательства (УВ) для питьевой воды составляют для радионуклидов $^{137}$Cs, $^{90}$Sr и $^{60}$Co – 11 Бк/кг, 4,9 Бк/кг и 40 Бк/кг соответственно. По суммарной β-активности допустимое значение составляет 1 Бк/кг, по α-активности 0,2 Бк/кг.

**Технологии дезактивации помещений реактора МР**

Стены и потолки помещений реактора МР имели локальные загрязнения, превышающие допустимые значения, поэтому такие участки удалялись с помощью дистанционно-управляемых механизмов Брокк. Наибольшие трудности вызвали загрязнения бетонных стяжек полов помещений и грунтов, расположенных под ними. Предварительные исследования показали, что грунт под полами подвальных помещений реактора МР и РФТ загрязнен на значительную глубину, особенно в районе расположения коммуникаций спецканализации. Основной причиной загрязнения грунта под полами подвальных помещений реакторов МР и РФТ явились протечки трубопроводов спецканализации, которые деградировали в течение длительного срока эксплуатации этих реакторов. Результаты измерений вдоль трубопроводов после вскрытия бетонных стяжек

полов показали, что мощность дозы γ-излучения находилась в диапазоне 1−100 мЗв/час, однако имелись участки с высокими, до 500 мЗв/час, уровнями мощностей доз [3].

Для определения границ распространения загрязнения в грунте технологических помещений через бетон пола проводилось бурение скважин до глубины заложения фундамента (до отметки - 2 м от уровня стяжки подвальных помещений) и проводился гамма-каротаж прибором ДКС-96К с интервалом 20 см [3,4]. Помимо этого, из скважин отбирались пробы для лабораторных измерений. Распределение удельной активности загрязнения неравномерно по глубине и определялось в основном радионуклидами $^{137}$Cs и $^{90}$Sr. Если значения гамма-каротажа превышали 2,4 мкЗв/ч, то в этой точке проводилось бурение на глубину 2 м. В некоторых помещениях были обнаружены локальные пятна загрязнения с удельной активностью $^{137}$Cs, достигающей $10^4$-$10^5$ кБк/кг. Удельная активность $^{90}$Sr не превышала $10^3$ кБк/кг. Удельные активности $^{60}$Co в удаляемых отходах на 2-3 порядка меньше активности $^{137}$Cs. Основное загрязнение сосредоточено в верхнем слое грунта глубиной до 1 метра. Следует отметить, что МЗУА для $^{90}$Sr превышает на порядок МЗУА для $^{137}$Cs и $^{60}$Co, поэтому основным радионуклидом, определяющим загрязнение грунта, является $^{137}$Cs.

Результаты гамма-каротажа скважин позволили определить объемы и границы грунта, загрязненного выше допустимых значений (см. Рис. 1). Полученные результаты гамма-сканирования скважин для каждого помещения позволили оконтурить области загрязненного грунта, оценить его количество и использовались при проведении работ по его удалению из технологических помещений.

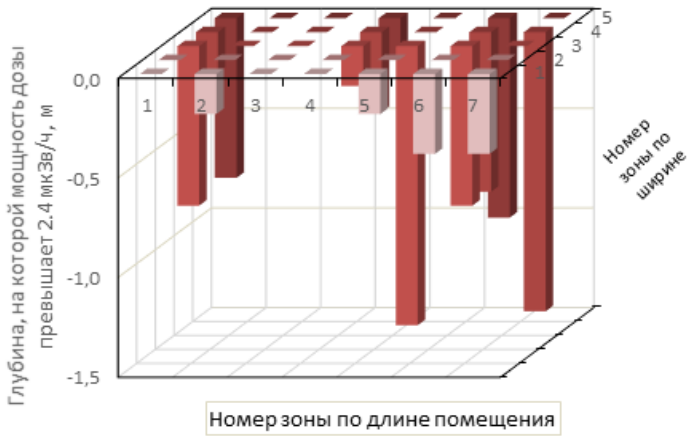



Рис. 1. Результаты гамма-каротажа скважин в помещении №64 (цветом отмечены зоны бурения по ширине помещения)

Извлечение грунта также выполнялось дистанционно-управляемыми механизмами Брокк и заканчивалось при достижении значения МЭД 1,0 мкЗв/ч на расстоянии 10 см от

стенки и дна траншеи. Загрязнение грунта контролировалось также измерениями удельной активности $^{137}Cs$ средством измерения «КОРАД» и лабораторным спектрометрическим и радиохимическим анализом проб грунта. После удаления радиоактивного грунта были выполнены работы по восстановлению существовавшего уровня пола в помещениях.

Извлеченные из технологических помещений загрязненный радионуклидами грунт и бетонный бой, упакованные в контейнеры, были транспортированы на накопительную площадку, находящуюся на территории, прилегающей к зданию реактора МР. Перед отправкой на длительное хранение в ФГУП «Радон», каждый контейнер проходил спектрометрические и радиометрические измерения удельной активности, на установке выходного контроля РАО НИЦ «Курчатовский институт».

**Заключительное радиационное обследование помещений реактора МР и прилегающих территорий.**

Реабилитация территории и дезактивация помещений реактора МР в ходе работ по выводу из эксплуатации имела целью довести уровни загрязнения до значений, определенных в разделе 3 данного доклада. Заключительному радиационному обследованию подлежали все помещения здания реактора МР и прилегающая территория.

В здании реактора МР находилось ~150 помещений. На первом этаже 40 помещений (площадь от 5 до 200 м$^2$), на втором 41 помещение (площадь от 5 до 200 м$^2$), на третьем этаже 11 помещений (площадь от 5 до 42 м$^2$), в подвале 59 помещений (площадь от 3 до 130 м$^2$), чердак площадью 1166 м$^2$. Общая площадь территории площадки ~20000 м$^2$.

В соответствии с методами статистической обработки результатов измерений было рассчитано число измерений, необходимое для принятия решения о соответствии единицы обследования установленным критериям достижения конечного состояния, которое позволило установить шаг сети контрольных точек: 1 метр для помещений здания реактора и 5 метров для территории вокруг него.

Для определения соответствия радиационных параметров выведенного из эксплуатации объекта заданному конечному состоянию было проведено сравнение определяемых параметров (МАЭД, загрязненность поверхностей, активность воздуха, почвы и подземных вод) с допустимыми значениями, соответствующими санитарно-гигиеническим нормативам для персонала категории Б (5 мЗв/год). Измеряемые параметры соотносились критериям допустимых значений МАЭД, загрязненности

поверхностей, воздуха, грунта и подземных вод, представленных выше.

В основные задачи радиационного обследования входило измерение:

– мощности амбиентного эквивалента дозы γ-излучения в помещениях здания и на территории площадки вокруг здания реактора МР;

– плотности потока α- и β-частиц с поверхности в помещениях здания и на территории вокруг здания реактора МР;

– объемной активности воздуха в помещениях здания реактора;

– удельной активности отдельных радионуклидов или суммарной удельной активности радионуклидов в почве, подземных водах, воздухе на территории вокруг здания реактора МР.

Результаты заключительного радиационного обследования помещений реактора МР и прилегающих территорий показали, что:

– МАЭД γ-излучения не превышает 2,3 мкЗв/ч;

– загрязнение поверхностей помещений не превышает 4500 β-част./(см$^2$×мин), при этом снимаемое загрязнение не превышает 50 β-част./( см$^2$×мин);

– объемная активность воздуха в помещениях для радионуклидов $^{137}$Cs, $^{90}$Sr, и $^{60}$Co не превышает уровней для персонала группы Б, установленных для предела внутреннего облучения 0,5 мЗв/год;

– МАЭД γ-излучения на расстоянии 1 м от поверхности не превышает 2,4 мкЗв/ч;

– объемная активность радионуклидов в воздушной среде территорий не превышает контрольных уровней, установленных в НИЦ «Курчатовский институт»;

– удельная активность радионуклидов в поверхностном слое почвы не превышает МЗУА;

– удельная активность подземных вод не превышает допустимых значений для питьевой воды.

Альфа-активных нуклидов ни в помещениях здания, ни на площадке реактора в ходе обследования не обнаружено. Массивы данных по каждому помещению и территории сводились в единую базу для верификации и наглядного представления.

**Статистическая обработка результатов измерений.**

Статистическая обработка результатов измерения проводилась геостатистическими методами. Такая обработка данных позволяет проводить анализ и представление результатов в виде карт распределений, а также получение количественных результатов – интегральные оценки полученных данных, нахождение положения изолиний заданного

уровня с наибольшей точностью. Эти методы дают наилучшую оценку среднего значения величины по области ее рассмотрения. Основной целью проведения обработки методами геостатистики является оценка вероятности превышения измеряемых параметров заданному критерию. Для обработки результаты измерения был использован программный пакет Kartotrak [5].

Измеренные параметры для отдельных помещений были введены в этот пакет и обработаны согласно заложенным в нем алгоритмам, что позволило в результате статистической обработки перейти от дискретного распределения измеренных данных к квазинепрерывному пространственному распределению измеряемой величины. В качестве примера на Рис. 2 представлено распределение мощности эквивалентной дозы γ-излучения в помещении №41 на расстоянии 1 м от пола.

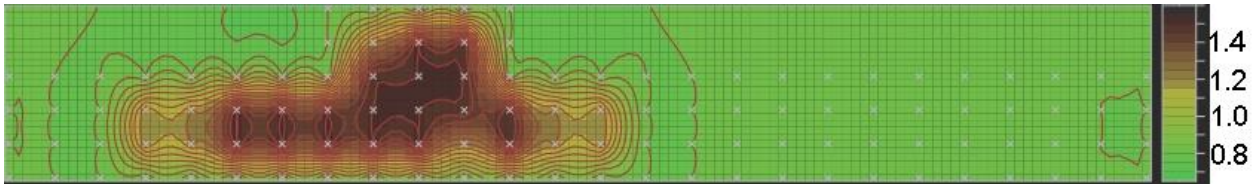



Рис.2. Распределение мощности эквивалентной дозы γ-излучения в мкЗв/час на расстоянии 1 м от пола в помещении №41

Также было рассчитано распределение дисперсии этой величины (см. Рис. 3). Сравнение этих величин показывает, что мощность дозы γ-излучения с вероятностью 0,98 не превышает 2,1 мкЗв/ч в любой точке помещения.

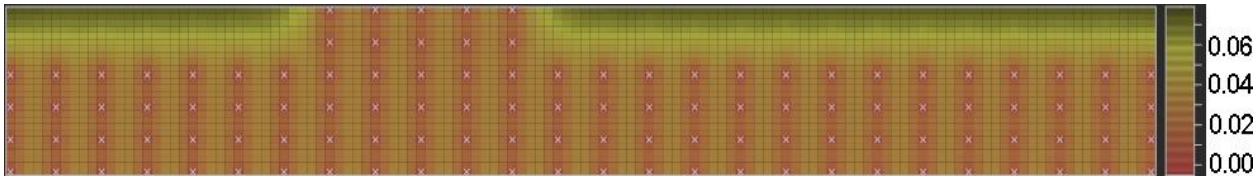



Рис.3. Распределение дисперсии (в мкЗв$^2$/час$^2$) мощности эквивалентной дозы γ-излучения на расстоянии 1 м от пола в помещении №41.

Аналогичные расчеты были выполнены и для других измеренных величин, так, например, на Рис. 4 представлено распределение плотности потока β-излучения с поверхности пола того же помещения.

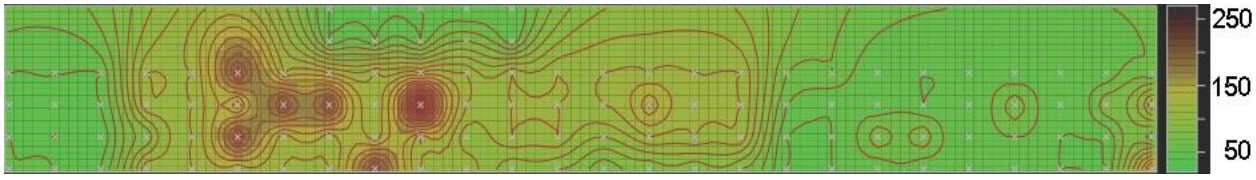



Рис.4. Распределение плотности потока β-излучения в част./(см$^2$×мин.) с поверхности пола в помещении №41

Обработка данных позволила убедиться, что критерии радиационной обстановки для помещений и прилегающей территории соответствуют конечному состоянию объекта после работ по выводу из эксплуатации реактора МР.

**Заключение.**

Проведено заключительное радиационное обследование помещений реактора МР, находящегося в стадии вывода из эксплуатации, и прилегающих к заданию территорий. Определены критерии радиационной обстановки в этих помещениях и территориях после работ по выводу реактора из эксплуатации. В соответствии с проектом заданным конечным состоянием является ситуация, когда радиационные параметры в помещениях и территориях доведены до санитарно-гигиенических нормативов обеспечения радиационной безопасности персонала группы Б. Показано, что радиационная обстановка в обследованных помещениях и на территориях соответствует предложенным критериям. На основе полученных данных можно сделать вывод, что помещения и территории соответствуют конечному состоянию, определенному проектом, работы по проекту вывода из эксплуатации исследовательского реактора МР выполнены в полном объеме, а сам реактор снят с регулирующего контроля.

**Литература**

1. РБ-079-12 Руководство по безопасности "Заключительное обследование и снятие исследовательских ядерных установок с федерального государственного надзора в области использования атомной энергии".

2. РБ-124-16 Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по проведению заключительного обследования выводимого из эксплуатации объекта использования атомной энергии».

3. Волкович А.Г., Колядин В.И., Лемус А.В., и др. «Демонтаж спецканализации в технологических помещениях реактора МР». Атомной энергии, 2020, т. 129, вып. 6, стр. 335-340.

4. Степанов А.В., Симирский Ю.Н., Сёмин И.А., Волкович А.Г. «Экспресс метод анализа РАО на наличие компонентов топливной матрицы». –Радиохимия, 2016, т. 58, вып. 3, с. 261-263.

5. http://www.geovariances.com/en/kartotrak-kartotrak-contamination-mapping-software-ar685

# ЭЛЕКТРО-ПЛАЗМЕННАЯ ОБРАБОТКА МЕТАЛЛОВ, КАК СПОСОБ ДЕЗАКТИВАЦИИ СЪЕМНОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС. ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ РЕГЛАМЕНТ

*П.К. Нагула*

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований - Сосны НАН Беларуси*

Использование физико-химических процессов, протекающих в растворах электролитов при повышенных напряжениях электрического тока, является одним из распространенных и эффективных способов обработки сложно-профильных поверхностей ответственных деталей, изделий, изготовленных из различных металлических материалов и токопроводящих сплавов (нержавеющие и жаропрочные стали, мягкие цветные сплавы, труднообрабатываемые титановые сплавы и т.д.). Таким способом является электролитно-плазменная обработка (ЭПО), основанная на электроразрядных явлениях в системе «металл-электролит» [1-4, 10-15].

Работа посвящена разработке технологического регламента для дезактивации поверхностей съемного оборудования АЭС методом ЭПО.

## 1. Технологическая схема по дезактивации сменного оборудования АЭС

По результатам предыдущих исследований [1-7] (теоретических, экспериментальных и практических на установке ЭПО) разработана технологическая схема дезактивации методом ЭПО (рис. 1). Учитывая особенности работы с радиоактивными веществами, загрязнителями сменного оборудования АЭС, вся зона дезактивации разделена на две: «чистая» и «грязная». В «чистой» зоне размещены электрический силовой блок, пульты управления и контроля, система подготовки свежего электролита. Электрический силовой блок предназначен: для преобразования трехфазного переменного напряжения в постоянное величиной 360 В; обеспечения энергией электродвигателей перемешивающих устройств, системы перемещений изделий в ванну/из ванны, приводов насосов, клапанов и других механизмов. Пульт управления предназначен для автоматизированного управления технологическим процессом и контролем рабочих параметров. Система подготовки свежего электролита предназначена для приготовления электролита и представляет собой цилиндрическую емкость с рубашкой нагрева электролита до рабочей температуры и подачей его в рабочую ванну. Система включает в себя перемешивающее устройство с электрическим приводом,

систему дозирования воды и химических реагентов, насос и арматуру. Рабочий объем емкости для подготовки электролита соответствует объему рабочей ванны. В «грязной» зоне размещены: система подготовки изделий перед обработкой, система электроплазменной обработки изделий, система выпаривания и утилизации радиоактивных нерастворенных отходов.

Для системы подготовки изделий перед обработкой заранее на стадии проектирования АЭС, формируется перечень оборудования, которое будет подвергаться обработке. Посредством математического моделирования определяются места оптимального закрепления, готовиться оснастка. В случае сложнопрофильных изделий изготавливаются полнопрофильные модели и проводится испытание без присутствия радиоактивных веществ.

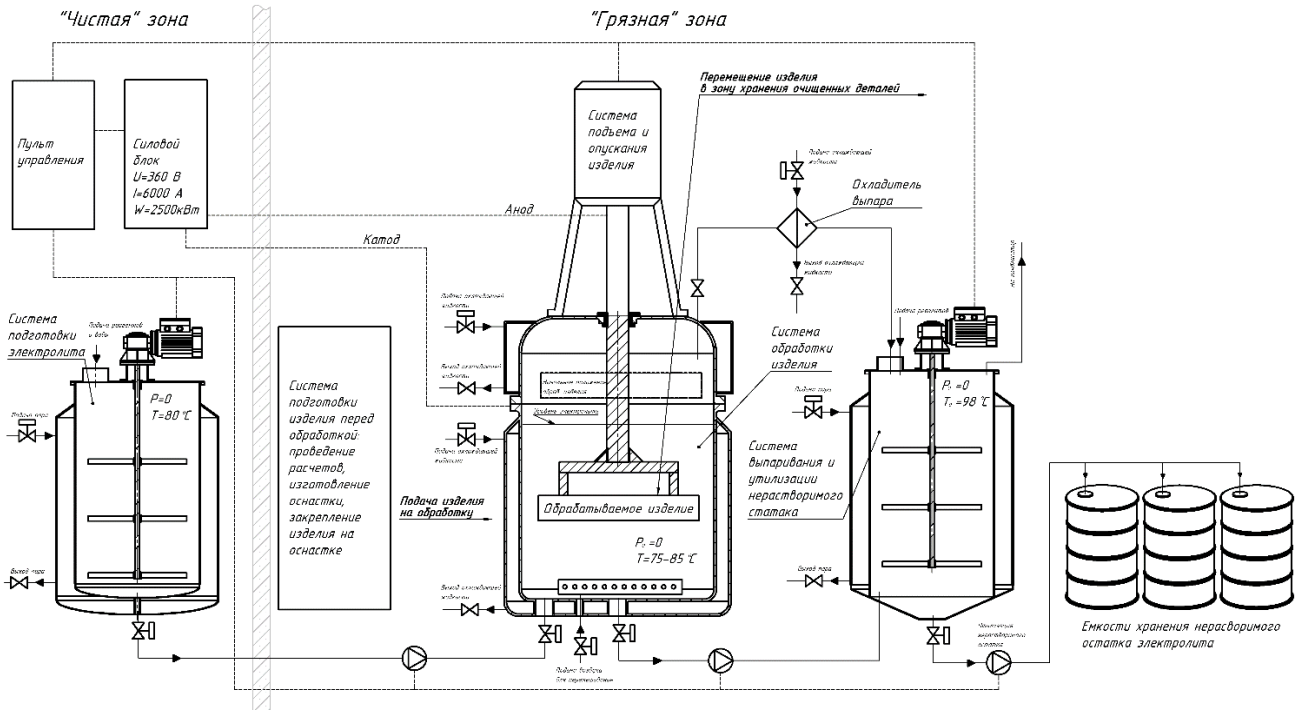



Рис. 1. Технологическая схема дезактивации методом ЭПО

Закрепленное на оснастке изделие фиксируется в верхнем положении рабочей ванны (показано условно штриховыми линиями). Рабочая ванна герметизируется по главному разъему. Затем подается холодная вода для охлаждения и электрическое напряжение на анод. С помощью системы подъема опускания изделие опускается в ванну до полного погружения и выдерживается установленное время. Продолжительность обработки не превышает 4–5 минут.

После завершения процесса, изделие автоматически извлекается из раствора, отключается напряжение на аноде, – изделие промывается чистой водой и направляется по назначению.

При достижении в рабочей ванне критического уровня по радиоактивности [8, 9], использование электролита и обработка изделий прекращается, радиоактивный электролит насосом перекачивается в систему выпаривания, концентрирования и утилизации.

Перед выпариванием в систему подаются реактивы для связывания радиоактивных изотопов в нерастворимые соединения.

Радиоактивный раствор в сосуде нагреваются до температуры 95…98 ºС (без кипения). Пары воды отводятся и охлаждаются для повторного применения. Концентрат (пульпа) специальным насосом направляется для утилизации и цементования в отдельные металлические бочки.

Очистка металла до безопасного уровня остаточной загрязненности, позволяет после обработки направлять узлы и детали для проведения ремонтных работ, а на этапе вывода АЭС из эксплуатации для переплава и повторного применения.

На рис. 2, представлены примеры по обработке методом ЭПО различных изделий из нержавеющий сталей на опытно-промышленной установке ЭИП-800 (800 – мощность с кВт).

Рис. 2. Вакуумное оборудование после ЭПО

**2. Очистка и кондиционирование жидких радиоактивных отходов, образующихся при дезактивации металлических поверхностей методом ЭПО**

После проведения дезактивации методом ЭПО образуются жидкие радиоактивные отходы (отработанный раствор дезактивации), которые подлежат дальнейшей обработке. В отработанных растворах дезактивации присутствуют различные перешедшие в раствор соединения металл-ионов (гидроксоформы и комплексы железа (II, III), никеля (II), кобальта (II), марганца (II), хрома (III) и др.).

При этом на этапе вывода из эксплуатации радиационной значимостью будут обладать бета- и гамма-излучающие радионуклиды, характеризующиеся длительными периодами полураспада: $^{59}Ni$ ($T_{1/2}$ = 76000 лет), $^{63}Ni$ ($T_{1/2}$ = 100 лет), $^{60}Co$ ($T_{1/2}$ = 5,27 года), $^{137}Cs$ ($T_{1/2}$ = 30,1 года), $^{108}Ag$ ($T_{1/2}$ = 418 лет), $^{99}Tc$ ($T_{1/2}$ = 213000 лет), $^{94}Nb$ ($T_{1/2}$ = 94000 лет) и другие.

Присутствие трудно определяемых долгоживущих радионуклидов $^{59}Ni$ и $^{63}Ni$ в радиоактивных отходах повышает их класс по обеспечению долгосрочной безопасности при захоронении, а активирующийся с образованием гамма-излучающего радионуклида $^{51}Cr$, существенно ухудшающим радиационную обстановку

Одним из основных загрязнителей оборудования первого контура АЭС с реакторами типа ВВЭР являются радионуклиды $^{137}Cs$, $^{85}Sr$ и $^{60}Co$. Кроме радиоактивных элементов в теплоносителе содержатся активированные продукты коррозии (в основном радионуклиды железа, хрома, никеля, марганца, свинца и др.), а также компоненты, входящие в дезактивирующие растворы (кислоты, щелочи, комплексно образующие или поверхностно активные вещества и др. Исследование форм нахождения радионуклидов в растворах различного состава является основой при разработке новых технологических решений по утилизации радионуклидов.

Наиболее эффективным является метод селективного соосаждения радионуклидов $^{137}Cs$, $^{85}Sr$ и $^{60}Co$ с ферроцианидами тяжелых металлов – Fe (III) и Cu (II). За один цикл очистки концентрация каждого из радионуклидов $^{137}Cs$ и $^{60}Co$ в растворе усилилась в 250 раз, радионуклидов $^{85}Sr$ на 25%. Таким образом, в активность очищенного раствора определяется в основном содержанием радионуклида стронция.

Исследование эффективности применения ЭПО для дезактивации металлических поверхностей выполнялось согласно ГОСТ 50773 на образцах-имитаторах, из стали 12Х18Н10Т. Была проведена серия опытов по дезактивации образцов с фиксированным загрязнением (фиксация временем), как простых (прямоугольных), так и сложных (цилиндрических) геометрических форм. В качестве загрязняющего радиоактивного раствора использовали радионуклиды $^{137}Cs$ и $^{60}Co$ активностью $2 \cdot 10^4$ Бк.

Для отработки методов очистки использовали растворы: 1 – жидкие радиоактивные отходы дезактивации методом ЭПО (ЖРО ЭПО); 2 – растворы-имитаторы ЖРО (имитаторы ЖРО), которые готовились путем внесения радионуклидов в отработанный нерадиоактивный раствор электролита. Элементный состав отработанного электролита определяли на атомно-эмиссионном спектрометре с индукционно связанной плазмой «ACTIVAM», погрешность метода – 3–5 отн. %. Электролит содержит ионы металлов Fe, Ni, Ca, Cr, Mg, Mn, Na, Zn, K, Sn, Cu, Co, Zn, A1, Cd в концентрации от 145 до 0,02 мг/л, а также Si (11 мг/л) и B (0,5 мг/л).

Следует отметить, что радионуклид $^{85}Sr$, будучи β-излучателем, незначительно влияет на дозу внешнего облучения персонала. Основной вклад в полученную дозу будет вносить внутреннее облучение, в первую очередь связанное с ингаляцией радиоактивных аэрозолей.

Одним из способов перевода ионов стронция в нерастворимую форму является соосаждение с труднорастворимым осадком фосфата кальция, произведение растворимости которого (ПР или $K_{sp}$) составляет $2 \cdot 10^{-29}$.

Были выполнены следующие эксперименты:

– метод 1 – соосаждение радионуклидов $^{137}Cs$, $^{85}Sr$ и $^{60}Co$ с гексацианоферратом железа (II) и фосфатом кальция при их совместном присутствии в растворе;

– метод 2 – последовательное соосаждение радионуклидов с гексацианоферратом железа (II) и, после отделения осадка гексацианоферрата железа (II), соосаждение радионуклидов с фосфатом кальция.

Из полученных результатов следует, что при совместном осаждении радионуклидов с гексацианоферратом железа (II) и фосфатом кальция (метод 1) после двух последовательных стадий степень очистки от радионуклидов стронция составила 73 %, при этом было достигнуто содержание радионуклидов кобальта и цезия в растворе ниже уровней минимальной детектируемой удельной активности (20 Бк/л).

При последовательном соосаждении радионуклидов сначала с гексацианоферратом железа (II) и далее с фосфатом кальция (метод 2), за один цикл очистки (одна стадия осаждения гексацианоферратом железа (II) и одна стадия осаждения фосфатом кальция) степень очистки растворов ЭПП от радионуклидов стронция составила 65 %. При этом, было достигнуто содержание радионуклидов кобальта в растворе менее 20 Бк/л. Степень очистки от радионуклидов цезия составила 99,92 %, однако, объемная активность $^{I37}Cs$ в очищенном растворе превысила 10-кратный референтный уровень его содержания в питьевой воде.

Таким образом, полученные данные показывают, что радионуклиды цезия и кобальта эффективно извлекаются из растворов, имитирующих ЖРО ЭПП, как методом двукратного соосаждения с гексацианоферратом железа (II), так и методом двукратного соосаждения с гексацианоферратом железа (II) и фосфатом кальция при их совместном присутствии в растворе.

Для радионуклидов стронция максимальная степень очистки составила 73% при совместном двукратном осаждении радионуклидов с гексацианоферратом железа (II) и фосфатом кальция.

Вторая серия исследований включала отработку метода соосаждения Sr с осадком сульфата бария (II) из раствора, предварительно очищенного от радионуклидов $^{137}$Cs и $^{60}$Co. При соосаждении радионкулидов Sr с сульфатом бария (II) достигается очистка имитаторов ЖРО до требуемого уровня сброса в окружающую среду.

Для очистки ЖРО дезактивации методом ЭПО эффективно использовать метод последовательного соосаждения радионуклидов цезия и кобальта с гексацианоферратом железа (II) и далее соосаждение радионуклидов стронция с сульфатом бария (II). При этом достигается степень очистки ЖРО от радионуклидов 99,98±0,02%; коэффициент сокращения объема ЖРО составляет ~20. Очищенный электролит после корректировки может быть использован повторно, либо, после очистки от тяжелых металлов и анионов до уровней сброса сточных вод в окружающую среду, слит в канализацию.

**Заключение**

Многолетние исследования, проведенные в научном учреждении «ОИЭЯИ – Сосны» Национальной академии науки Беларуси показали, что метод электроплазменной обработки поверхностей металлических изделий является эффективным инструментом для дезактивации и очистки съемного оборудования АЭС, изготовленных из нержавеющих и углеродистых сталей, от фиксированных радиационных загрязнений. Данный способ обладает высокой эффективностью, скоростью обеззараживания деталей и узлов АЭС и экономичностью.

Представлены ключевые разделы технологического регламента, структурная схема дезактивации, которая включает весь процесс от поставки загрязненного оборудования, его очистки и утилизации радиоактивных отходов.

**Литература**

1. Нагула П.К. Электро-плазменная обработка изделий из нержавеющих сталей. V International Scientific Conference Material Science «Nonequilibrium phase Transformation» 09–12 september 2019, Varna, Bulgaria. С 45-48.

2. Белкин П.Н. Электрохимико-темическая обработка металлов и сплавов / П.Н. Белкин. М.: Мир, 2005. 336 с.

3. Нагула П.К. Применение электролитно-плазменного полирования для изучения свойств конструкционных материалов. Из опыта создания и эксплуатации объекта / П.К. Нагула // Тезисы докладов. VIII Всероссийская (с международным участием) научная конференция, 19–23 сентября 2016 г.: – Плес, РФ: Ивановский государственный химико-технологический университет, 2016. –49 с.

4. Nagula P.K. Electropulse method of decontamination of nuclear power plant equipment/ D.L. Tretinnikov, P.K. Nagula, O.V. Kalenchukova// Journal of International Scientific Publication. – 2015. – V. 9. – P. 227-236.

5. Третинников Д.Л. Моделирование процессов при электроплазменной обработке поверхностей нержавеющих сталей. V International Scientific Conference Material Science “Nonequilibrium phase Transformation” 09–12 september 2019, Varna, Bulgaria. С 48-50.

6. Третинников, Д.Л. Моделирование конвективного тепломассопереноса при электроимпульсном полировании / Д.Л. Третинников, Ю.В. Жукова, А.Д. Чорный // Материалы докладов. X школа-семинар молодых ученых и специалистов академика РАН В.Е. Алемасова, 13-15 сентября 2016г.: – Казань, РФ: Казанский научный центр РАН, 2016. – С. 229–230.

7. Третинников Д.Л. Физико-математическое моделирование процессов, протекающих в электролите при электролитно-плазменном полировании металлических изделий / Д.Л. Третинников // Тезисы докладов. VIII Всероссийская (с международным участием) научная конференция, 19–23 сентября 2016 г.: – Плес, РФ: Ивановский государственный химико-технологический университет, 2016. –62 с.

8. Санитарные нормы и правила «Требования к радиационной безопасности». Утверждены Постановлением Министерства здравоохранения Республики Беларусь. 28.12.2012 №213. Введены 01.01.2013.

9. Нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Безопасность при обращении с источниками ионизирующих излучений. Общие положения». Утверждены постановлением МЧС РБ от 31.05.2010 №22.

10. Тюрин Ю.Н. Особенности электролитно-плазменной закалки / Ю.Н. Тюрин, А.Д. Погребняк // ЖТФ. – 2002. – Т. 72, вып. 11. – С. 119-120.

11. Meletis E.I. Electrolytic plasma processing for cleaning and metal-coating of steel surfaces / E.I. Meletis, X. Nie, F.L. Wang, J.C. Jiang // Surface and Coatings Technology. 2002. Vol. 150. P. 246-256.

12. Воленко А.П. Некоторые особенности технологии электролитно-плазменного полирования аустенитной нержавеющей стали / А.П. Воленко, М.Н. Тюрьков, Н.В. Чиркунова // Вектор науки ТГУ. – №2 (24). – 2013. – С. 112-116.

13. Ушомирская Л.А. Полирование легированных сталей в нетоксичных электролитах при высоком напряжении / Л.А. Ушомирская, В.И. Новиков // Металлообработка. – 2008. – №2. – С. 23-25.

14. Синкевич Ю.В. Электроимпульсное полирование на основе железа, хрома и никеля / Ю.В. Синкевич, [и др.]. – Минск: БНТУ, 2014. – 325 с.

15. Куликов И.С. Электролитно-плазменная обработка материалов / И.С. Куликов, С.В. Ващенко, А.Я. Каменев // Минск: Беларуская навука, 2010. – 232 с.

16. Эрдеи-Груз Т. Явления переноса в водных растворах / Т. Эрдеи-Груз. – М.: Мир, 1976. – 597 с.

17. Davydov D. Cobalt speciation in aqueous solution and sorbent on the basis of Natural dolomite for cobalt removal / Dmitri Davydov, Valentina Toropova, Artsiom Radkevich – Minsk – Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny – 2013. – 191. – (Cobalt. Occurrence, uses and properties. Yamato Kobashi and Haruto Suzuki edition).

18. Давыдов Ю.П. Основы радиохимии: учебное пособие / Ю.П. Давыдов. – Минск: Вышэйшая школа, 2014. – 206 с

# РАЗВИТИЕ ЦИФРОВЫХ ТЕХНОЛОГИЙ, ПРИМЕНЯЕМЫХ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО- И РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ ТОПЛИВНОЙ КОМПАНИИ АО «ТВЭЛ»

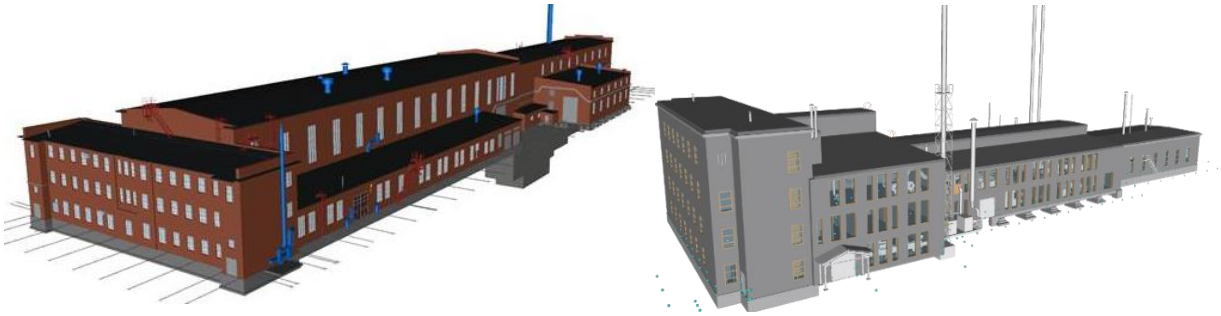
*Д.И. Крысин*

*АО "ТВЭЛ", г. Москва*

Вывод из эксплуатации - стратегически важный завершающий этап жизненного цикла ОИАЭ. Подготовка документации для работ по ВЭ достаточно длительный процесс, который может быть ускорен за счет внедрения цифровой инженерной модели.

Разработка цифровой инженерной модели позволяет получить наиболее полные и достоверные результаты проведения КИРО, с высокой точностью определить объемы образующихся РАО, минимизировать проектные ошибки с исключением человеческого фактора при проведении обследования, сократить время и затраты на подготовительном этапе по ВЭ, актуализировать базу данных по ВЭ и др.

Цифровая инженерная модель была успешно апробирована на предприятиях, входящих в контур управления АО «ТВЭЛ»: АО «СХК» - площадка 3 РХЗ и АО «МСЗ» - корпус 242.



Цифровая модель площадки РХЗ АО «СХК» Цифровая модель корпуса № 242 АО «МСЗ»

Рис. 1 – Апробация цифровой инженерной модели на предприятиях АО «ТВЭЛ»

Практика внедрения цифровой технологии показала, что при использовании цифровой модели кратно возрастают качественные показатели производства работ, за счет своевременного планирования, моделирования и возможности применения различных видов оборудования, оперативного внесения изменений в проект и т.д.

В сравнении с применяемыми сегодня методами разработки технической документации и выполнения КИРО цифровая модель имеет ряд неоспоримых преимуществ таких как:

- отсутствие необходимости работы с огромным количеством архивных данных в бумажном варианте (наличие неточностей и ошибок в чертежах), что значительно сокращает сроки разработки проекта;

- увеличение точности определения образования объемов РАО, трудозатрат, ресурсов и материалов, необходимых для реализации проекта по ВЭ;

- время проведения работ по КИРО;

- экономия средств на этапе подготовки к ВЭ, вследствие отказа от классического КИРО.

Ввиду всех преимуществ, которыми обладает инженерная модель планируется широкое ее внедрение и использование не только в области разработки проектной документации по ВЭ, но и по другим приоритетным направлениям актуальными для ВЭ.

# НАУЧНЫЕ ОСНОВЫ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МИГРАЦИОННЫХ СВОЙСТВ БАРЬЕРНЫХ ГЛИНИСТЫХ МАТЕРИАЛОВ

*С.Н. Калмыков[1], О.А. Ильина[2], А.С. Семенкова[1], В.А. Лёхов[1], В.В.Крупская[1,3,4], А.Ю. Романчук[1]*

*[1]МГУ имени М.В. Ломоносова, г. Москва*

*[2]ООО «Компания Бентонит», г. Москва*

*[3]ИГЕМ РАН, г. Москва*

*[4]ИБРАЭ РАН, г. Москва*

*эл. почта: ilina@b-kh.ru*

Актуальной проблемой ядерной энергетики является изоляция от биосферы радиоактивных отходов (РАО) различного состава. В соответствии с требованиями радиационной безопасности и международными нормами обращения с РАО, при их геологической изоляции требуется создание мультибарьерной системы безопасности. Согласно НП-055-14 инженерные барьеры безопасности (ИББ) пунктов захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО) должны: ограничивать контакт упаковок РАО с природными водами; препятствовать разрушению упаковок РАО при внешних воздействиях природного и техногенного характера; препятствовать разрушению упаковок РАО при воздействии вмещающих горных пород; ограничивать распространение радионуклидов во вмещающие породы установленными в проекте ПЗРО пределами. Очевидна важная роль специальных глинистых материалов для создания инженерных барьеров в обеспечении долгосрочной безопасности ПЗРО.

Российская практика создания инженерных барьеров включает использование глинистых смесей из нескольких компонентов. Как правило в состав смесей входят глинистые минералы, в первую очередь минералы группы смектитов (монтмориллониты), слюд, вермикулитов и каолинитов [1,2].

Отличительные свойства бентонитовых глин обеспечиваются присутствием в составе не менее 65-75% монтмориллонита. Монтмориллонит – минерал, относящийся к группе диоктаэдрических смектитов. Базовый элемент структуры смектитов представляет собой 2:1 слой, состоящий из двух тетраэдрических сеток, заселенных катионами Si и Al, и октаэдрической сетки, заключенной между ними и заселенной катионами Al, Mg, $Fe^{3+}$ и $Fe^{2+}$. Изоморфные замещения в структуре приводят к возникновению отрицательного заряда слоя, компенсация которого происходит за счет вхождения обменных гидратированных катионов, $Na^{+}$, $Ca^{2+}$ и др. в межслоевое пространство. Кроме того, для

сорбции катионов доступны алюминольные и силанольные группы на поверхности частиц, связывание с ними происходит по механизму комплексообразования.

Слюдистые минералы (слюды) являются одними их самых распространенных глинистых минералов и представляют собой слоистые силикаты также с 2:1 типом слоя, то есть состоящим из двух тетраэдрических и одной октаэдрической сетки. Понятие "слюдистые минералы" объединяет три группы минералов с негидратированными и необменными катионами, преимущественно, $K^+$ в межслое: группу истинных слюд (мусковит, флогопит, биотит и др.) с зарядом слоя 0.85-1 ф.е., группу слюд с дефицитом межслоя (иллит, глауконит и др.) с зарядом слоя 0.6-0.85 ф.е. и группу хрупких слюд (клинтонит, маргарит и др.) с зарядом слоя 1.8-2 ф.е. Последние встречаются в природе довольно редко.

Вермикулит – слоистый силикат с 2:1 типом слоя, как у смектитов и слюд, который, однако, выделяют в отдельную группу, так как он имеет фундаментальные структурные отличия. Хотя заряд слоя у вермикулита существенно выше – 0.6-0.9 ф.е., чем у смектитов – 0.2-0.6 ф.е., но все же ниже, чем у слюд, и как следствие недостаточно высок для прочной фиксации катионов калия в межслоевом пространстве, поэтому по характеру заполнения вермикулит похож на смектиты, и содержит гидратированные обменные катионы. Ввиду того что вермикулиты являются продуктом, преимущественно, трансформационных преобразований слюдистых минералов, то при общей схожести морфологии могут представлять собой не мономинеральные вермикулиты, а смешанослойные образований ряда слюда-вермикулит или слюда-смектит-вермикулит с различным характером переслаивания и соотношением слоев, как и будет показано ниже для изученного коммерческого продукта- компании «Группа «Магнезит».

Каолинит имеет тип слоя 1:1, состоящий из чередующихся сеток алюмосиликатных октаэдров и кремне-кислородных тетраэдров и за счет крайне низкого количества изоморфных замещений обладает зарядом слоя $\approx 0$, в результате чего для этого минерала отсутствует доступное для связывания катионов межслоевое пространство. Также как смектиты и слюдистые минералы, каолиниты являются довольно широко распространенными компонентом природных глинистых пород. Глины с преобладанием в составе каолинита называются каолинами.

Минеральный состав глин из различных месторождений существенно варьируется, что может существенно влиять на сорбционные и миграционные характеристики. Поэтому в рамках данной работы исследованы сорбционные и миграционные свойства образцов коммерческих продуктов на основе природных глин, которые доступны на Российском

рынке сырья (бентонит, каолин, «вермикулит») и их индивидуальных компонентов к различающихся по химическим свойствам радионуклидам, входящих в состав РАО – Cs(I), Sr(II), Eu(III), U(VI), Pu(IV,V,VI), а также высокомобильному тритию в виде НТО и присутствующему в анионной форме Cl-36.

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Для характеризации образцов применены различные методы, в том числе, рентгенофазовый и рентгенофлуоресцентный анализы. Площадь удельной поверхности была определена по адсорбции $N_2$. Закономерности сорбции различных радионуклидов изучены в широком экспериментальном диапазоне: состав раствора, различные значения pH, концентрации радионуклида и ионной силы.

Для проведения исследования в рамках представленной работы была подобрана коллекция образцов, в которой представлены глинистые материалы, отличающиеся по содержанию основного компонента, которые часто используются при разработке и создании ИББ в России (таблица 1).

Таблица 1. Основные характеристики исследуемых образцов

| Обозначение образцов | Наименование месторождения, фирмы-производителя | Минеральный состав, масс.% | Удельная площадь поверхности, $м^2/г$ |
|---|---|---|---|
| Бентонит | 10й Хутор, «Бентонит Хакасии» | Смектит – 65; Кварц – 15; Калиевые полевые шпаты - 6 | 42 |
| Слюда-смектит-вермикулит | Ковдорское, Группа «Магнезит» | Смешанослойный слюда-смектит-вермикулит – 78; Смектит – 8; Вермикулит – 6; Амфибол - 7 | 23 |
| Каолин | Кантатское, «Туран» | Каолинит – 35; Смектит – 19; Смешанослойный каолинит-смектит – 17; Кварц – 22 | 43 |
| Каолинит 70 | Компания «Aldrich» | Каолинит – 76; Иллит – 7; Калиевые полевые шпаты – 6; | 6 |
| Каолинит 99 | «ГК Пальма» | Каолинит – 99; Кварц – 1% | 16 |

Образец бентонита месторождения 10-й Хутор по минеральному составу отличается довольно высоким содержанием набухающих глинистых минералов, приставленных монтмориллонитом, что характерно для данного месторождения. Образец, отобранный из Ковдорского месторождения, был выбран исходя из существующей

практики добавлении вермикулита в барьерные смеси при создании ИБ в ходе вывода из эксплуатации ядерно и радиационно опасных объектов или строительстве ППЗРО [3,4]. Однако, проведенные исследования не позволяют назвать данный материал «вермикулитом», так как основная фаза представлена смешанослойным минералом ряда слюда-смектит-вермикулит с содержанием ненабухающей компоненты свыше 75% (табл. 1).

Образец каолина из месторождения Кантатское Красноярского края, также часто используемый для изготовления барьерного материала [5,6], представляет собой низкокачественное каолиновое сырье с довольно высоким содержанием сопутствующих минералов (табл. 1). Рассчитанное содержание набухающих компонентов в данных глинах порядка 20-25%. Для более корректного выявления особенностей сорбции на каолиновых материалах были изучены два образца промышленных каолинов с высоким содержанием каолинита – свыше 70% в образце компании «Aldrich» и 99% - в образце очищенного каолинита компании «ГК Пальма» (табл. 1).

Изучение механизма диффузионного массопереноса и контролирующих его параметров осуществлялось в лабораторных одномерных экспериментах на компактированных образцах различной плотности скелета (1,2-1,9 г/см$^3$) в авторских диффузионных ячейках. Использовалась схема сквозной диффузии TD [7] с постоянными граничными условиями в течении всего эксперимента, задаваемых на торцах исследуемых образцов. Данная постановка опыта позволяет независимо определять коэффициенты диффузии радионуклидов, величины активной пористости и параметры сорбции, выражающиеся в коэффициенте распределения. Активная пористость — это параметр показывающий доступное поровое пространство породы для миграции рассматриваемого вещества, измеряется в долях единицы. Эксперименты осуществлялись на модельных растворах, представленных тритием (HTO) и хлором (Cl-36) с деионизированной водой. Перед экспериментами образцы проходили насыщение в деионизированной воде в течение 2 недель.

## РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Глинистые минералы имеют высокую сорбционную ёмкость по отношению к катионам цезия. Сорбция цезия происходит в результате нейтрализации отрицательных зарядов на поверхности слоя (и межслоя). На рис. 1 показано, что сорбционные характеристики образцов, обогащенных каолинитом (70 и 99%) довольно близки, но значительно ниже, чем в образце природного каолина. Такие различия можно объяснить в

первую очередь присутствием смектита и смешанослойных глинистых минералов ряда каолинит-смектит и иллит-смектит (табл.1).

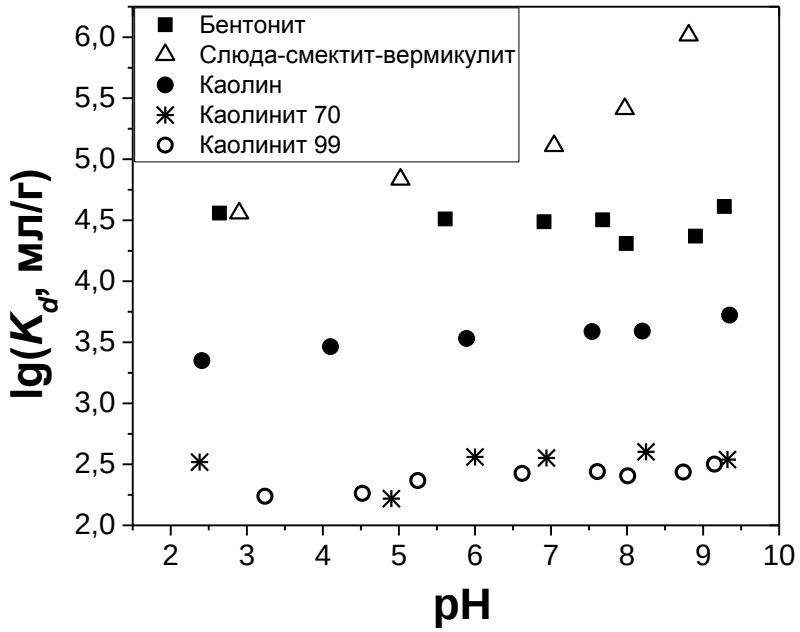



Рис. 1. Сорбция Cs(I) из модельного раствора пресной воды на исследуемых образцах.

Для подавляющего большинства глинистых материалов сорбция Cs практически не зависит от pH в широком диапазоне (рис. 1), что свидетельствует о взаимодействии по механизму ионного обмена. Значения *Kd* для цезия в модельном растворе пресной воды снижаются в ряду Слюда-смектит-вермикулит > Бентонит > Каолин > Каолинит 70 ~Каолинит 99, что также согласуется с мнением, что сорбция данного радионуклида в значительной степени определяется содержанием минералов с доступным для связывания межслоевым пространством. Близость значений *Kd* Cs(I) на образцах каолина и бентонита, а также близкие и существенно более низкие на каолинитах 70 и 99, свидетельствуют о решающем вкладе в связывание содержание смектита и смешанослойных глинистых минералов ряда каолинит-смектит и иллит-смектит.

Уран представляет опасность из-за длительного периода полураспада ряда его изотопов, высокой радио- и био- токсичности. В окислительных условиях наиболее стабильной формой является U(VI), который существует в виде уранил-катиона $UO_2^{2+}$. Ранее было показано, что взаимодействие $UO_2^{2+}$ с глинистыми минералами протекает по двум механизмам: ионному обмену и комплексообразованию с краевыми сорбционными центрами. $UO_2^{2+}$ является доминирующей формой в области pH <5, с повышением pH начинается гидролиз уранил-катиона, а при pH >6 существенным также становится образование уранил-карбонатных комплексов (рис. 2Б).

Экспериментально полученные зависимости *Kd* U(VI) от pH (рис. 2А) имеют схожий характер для всех исследуемых образцов: увеличение *Kd* в диапазоне 2-6 и резкое снижение при pH 6-10, причем максимум наблюдаются при pH 6,2- 6,4, что свидетельствует о доминирующей роли реакций комплексообразования в растворе в условиях эксперимента. Снижение сорбции U(VI) при pH выше 6,5 обусловлено формированием отрицательно заряженных уранил-карбонатных и гидроксо-комплексов, что препятствует взаимодействию с поверхностью глинистых минералов. По всей видимости, в случае урана вклад ионнообменных реакций крайне мал, поэтому существенной разницы между изученными образцами установлено не было.

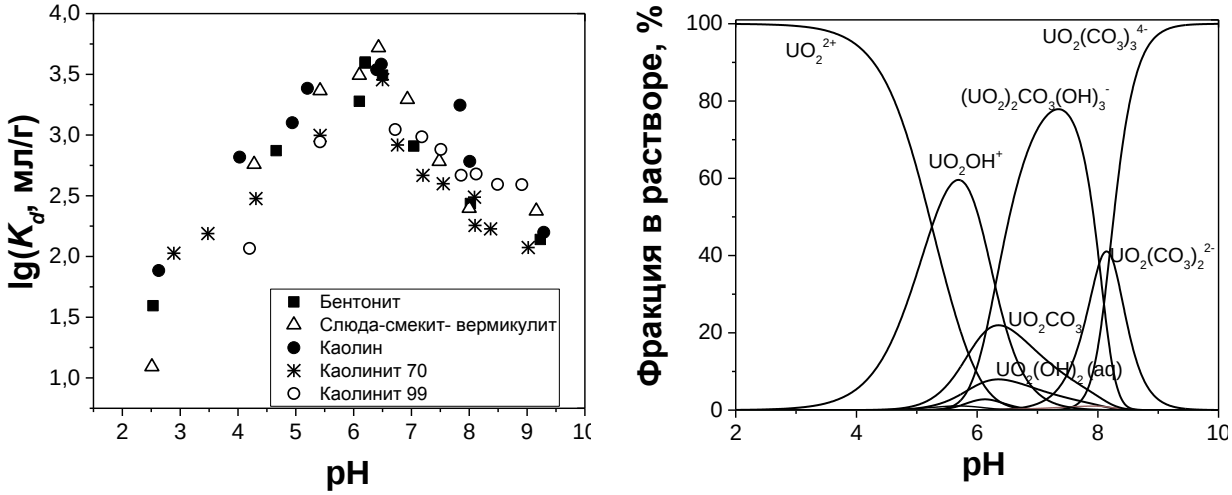



Рис. 2. А — Сорбция U(VI) из модельного раствора пресной воды, т:ж 0,5 г/л. Б — Влияние карбонатов на формы U(VI) в растворе ([U(VI)]=2*$10^{-8}$ M, lg $P_{CO2}$=-3,5.

В таблице 2 проведено сравнение значений *Kd* исследованных радионуклидов в образцах сорбентов при pH 7,9. Высокие значения *Kd* ~$10^3$ -$10^4$ мл/г наблюдаются для Eu(III) (причем самое низкое – на образце Каолинит 99), несколько ниже ~$10^4$ для Pu(IV,V,VI). В случае Cs(I) наибольшее значение *Kd*~$10^5$ наблюдается при взаимодействии Cs(I) с вермикулитоподобным материалом, обладающим высоким зарядом слоя, с образцами, содержащими значительное количество монтмориллонита ~$10^3$, а при снижении содержания монтмориллонита значения *Kd* снижаются до ~$10^2$.

Таблица 2. Kd (мл/г) Cs(I), Sr(II), U(VI), Eu(III), Pu(IV,V,VI) при pH=7,9±0,1 в модельном растворе пресной воды

| Образец | Cs(I) | Sr(II) | U(VI) | Eu(III) | Pu(IV,V,VI) |
|---|---|---|---|---|---|
| Бентонит | 3 900±100 | 50±3 | 300±300 | 32 000± 2000 | 3 250 ± 300 |
| Слюда-смектит -вермикулит | 258 500±3000 | 70±4 | 300±150 | 137 000± 20 000 | 4 200 ± 300 |
| Каолин | 2 250±250 | 25±6 | 600±200 | 49 000± 3000 | 2 900 ± 300 |
| Каолинит 70 | 370±30 | 13±3 | 300±100 | - | 900 ± 200 |
| Каолинит 99 | 270±20 | 13±3 | 600± 100 | 12000± 3000 | 1 200± 200 |

Изучение диффузионного массопереноса было проведено на образцах выделенной тонкой фракции бентонита месторождения 10-й Хутор (смектит – 96 масс.%), и каолиновой смеси (обр. Каолин, табл. 1) при значениях сухой плотности 1,2 и 1,4 г/см$^3$. Для получения воспроизводимости и минимизации ошибки определения эксперименты повторялись несколько раз. Вид выходной кривой кумулятивной активности и подобранная аналитическая модель приведены на рисунке 3А, который демонстрирует начало стабилизации массового расхода Cl-36 в образце каолиновой смеси через ~ 50 ч от начала эксперимента. Полученные значения эффективных коэффициентов диффузии для трития (HTO) демонстрируют наиболее низкие значение для образцов, представленных бентонитами, (4,2-10,9)·10$^{-11}$ м$^2$/с (рис. 3Б) и активной пористостью 0,18-0,28 против (1,2-1,5)·10$^{-10}$ м$^2$/с и 0,24-0,25 у каолиновой смеси. Для мигранта, представленного хлором (Cl-36), полученные значения эффективных коэффициентов диффузии носят аналогичную тенденцию и составили (1,2-18,3)·10$^{-12}$ м$^2$/с и величиной активной пористости 0,008-0,01 для бентонитов (рис. 3Б), а для образов каолиновой смеси (5,04-9,50)·10$^{-11}$ м$^2$/с и 0,07-0,29, соответственно. Активная пористость для каолиновой смеси не сильно изменяется, в отличие от бентонитов, что определяется особенностями строения как самих глинистых минералов, так и особенностями порового пространства уплотненных глин. Существенные различия эффективных коэффициентов диффузии и величин активной пористости трития и хлора для бентонитов объясняется особенностями особенностями строения порового пространства для образцов с высоким содержанием смектита. Известно, что при диффузии через глинистые минералы катионы могут двигаться по всему поровому пространству доступному для них, а анионы не могу двигаться по двойному электрическому слою и межслоевому пространству смектита из-за электростатических взаимодействий (так называемый эффект ионного исключения) [3, 7].

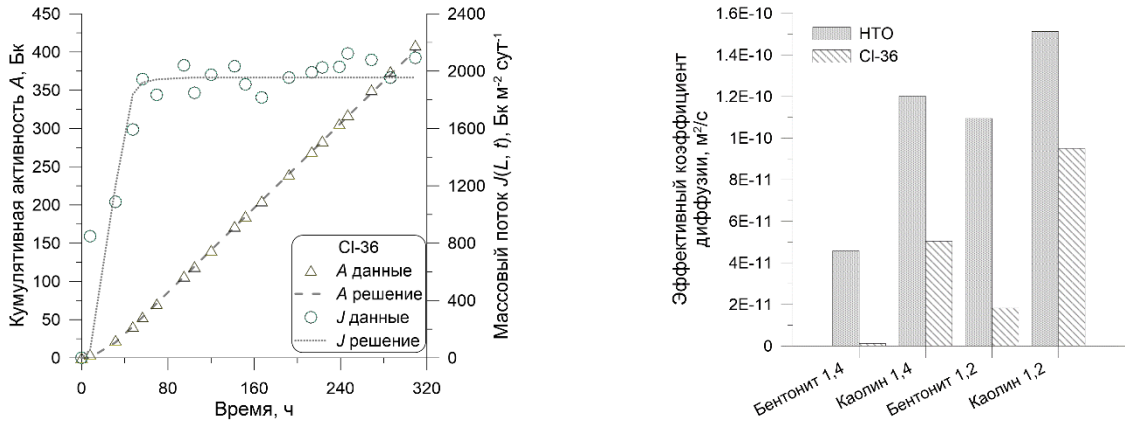



Рис. 3. А — Экспериментальные выходные кривые массового расхода и кумулятивной активности Cl-36 и подобранные модельные решения для образца Каолин. Б — Соотношение средних эффективных коэффициентов диффузии HTO и Cl-36 для рассматриваемых образцов (сухая плотность в г/см$^3$)

## ВЫВОДЫ

В работе сопоставлены сорбционные свойства образцов глин и глинистых материалов различных месторождений, отличающих компонентным составом по отношению к Cs(I), Sr(II), U(VI), Eu(III), Pu(IV,V,VI). Механизмы взаимодействия с глинами и глинистыми минералами для выбранных радионуклидов отличаются – Cs(I) сорбируется за счет реакций ионного обмена, а при связывании Sr(II), U(VI), Eu(III) и Pu(IV,V,VI) больший вклад вносят реакции комплексообразования на поверхности частиц. В случае Sr(II) и U(VI) значительное влияние оказывает состав раствора (конкуренция с другими катионами, присутствие $CO_3^{2-}$), что свидетельствует о необходимости учитывать геохимические условия конкретного объекта исследований.

Согласно полученным результатам, можно утверждать, что определяющим фактором увеличения сорбционной способности по отношению к большинству радионуклидов и уменьшении скорости диффузии анионов является содержание набухающих минералов (смектитов/монтмориллонитов и смешанослойных минералов). Так, высокое содержание монтмориллонита в барьерном материале будет способствовать высокой сорбционной способности и более низким скоростям диффузии по отношению к большинству радионуклидов. Относительно низкие скорости диффузии в образцах компактированных каолиновых глин обусловлены также присутствием набухающих компонентов в природных глинах. Увеличение содержания каолинита, наоборот, приводит к снижению коэффициентов сорбционного распределения и увеличению эффективной диффузии.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ


1. Крупская В.В. и др. Применение природных глинистых материалов для повышения уровня ядерной и радиационной безопасности объектов ядерного наследия // Радиоактивные отходы. 2018. Т. 2, № 3.

2. Крупская, В. В., Закусин, С. В., Лехов, В. А., Доржиева, О. В., Белоусов, П. Е., & Тюпина, Е. А. (2020). Изоляционные свойства бентонитовых барьерных систем для захоронения радиоактивных отходов в Нижнеканском массиве // Радиоактивные отходы. 2020. Т. 1, № 10, 35–55.

3. Ильина О.А. и др. Современное состояние в разработках и использовании глинистых материалов в качестве барьеров безопасности на объектах консервации и захоронения РАО в России // Радиоактивные отходы. 2019. Т. 4, № 9. Р. 71–84.

4. Мартынов К.В. и др. Использование глинистых материалов для создания защитных барьеров радиационно опасных объектов. // Радиоактивные отходы. 2020. Т. 3. Р. 39– 50.

5. Мартынов К. В. И др. Функциональные свойства глинистых материалов для защитных барьеров радиационно опасных объектов // Радиоактивные отходы. 2020. Р. 1–16.

6. Чубреев Д.О. и др. Использование глинистых материалов для создания барьера безопасности выводимого из эксплуатации реактора ад // Известия Томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов. 2016. Т. 327, № 2. Р. 83–87.

7. Shackelford et al. Fickian diffusion of radionuclides for engineered containment barriers: Diffusion coefficients, porosities, and complicating issues. // Eng. Geol. 2013, V. 152, P. 133–147.

ПРИ ПОДДЕРЖКЕ:

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Российская Академия Наук

РОСАТОМ

ИБРАЭ

ИНФОРМАЦИОННЫЕ ПАРТНЕРЫ:

ТАСС ИНФОРМАЦИОННОЕ АГЕНТСТВО РОССИИ

АРКТИКА ЭКОЛОГИЯ И ЭКОНОМИКА НАУЧНЫЙ И ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

ПРОИЗВОДСТВЕННОЕ ОБЪЕДИНЕНИЕ МАЯК

ЖУРНАЛ «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»

АТОМНАЯ ЭНЕРГИЯ 2.0

НАУЧНО-ПРАКТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ РАДИАЦИОННАЯ ГИГИЕНА

ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Аппаратура и новости радиационных измерений АНРИ

## СЕКЦИИ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ»

**СЕКЦИЯ № 1 «РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ»**

**СЕКЦИЯ № 2 «РАСЧЕТНЫЕ КОДЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»**

**СЕКЦИЯ № 3 «БЕЗОПАСНОСТЬ НА ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЯХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА»**

**СЕКЦИЯ № 4 «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ»**

http://фцп-ярб2030.рф/conf2020/

Организационный комитет: тел.: 8 (495) 955-23-42, email: conf2020@ibrae.ac.ru

75 лет Атомной отрасли

XI **Российская научная конференция**
Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях

# МАТЕРИАЛЫ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ

# РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ

**Москва. 26—29 октября 2021 года**

*Материалы секции № 4*
*«Вопросы радиационной безопасности в ядерной медицине»*

СОДЕРЖАНИЕ

*Егоров Р.Р., Власик К.Ф., Грачев В.М., Дмитренко В.В., Кривова К.В., Маджидов А.И., Улин С.Е., Утешев З.М., Чернышева И.В., Шустов А.Е.* Ксеноновый гамма-детектор колодезного типа ……. 5

*Александрова О.П., Клёпов А.Н., Гарбузов П.И., Фадеев М.Н.* Дозиметрическое обеспечение радиойодтерапии тиреотоксикоза с учётом редукции массы щитовидной железы ……..……11

*Курашвили Ю.Б., Высоцкий Д.В., Кащеев В.В., Иванов В.К., Морозов С.П., Рыжов С.А*. Научно-технологическое обеспечение национальной системы оценки и прогнозирования медицинских рисков пациентов при многократных рентгено-радиологических исследованиях: информационная система «Медрадриск» …..…… 37

*Рыжов С.А.* Специализированное программное обеспечения для учета доз облучения пациентов …….…… 42

*Рыжов С.А.* Радиационная безопасность персонала и реагирование на внештатные ситуации в отделении ядерной медицины ……..……. 45

*Смирнов В.П., Крылова Т.А., Полихов С.А., Дергачева И.Л., Лобжанидзе Т.К., Горлачев Г.Е., Шведунов В.И*. Обеспечение радиационной безопасности в лучевой терапии на примере разрабатываемого комплекса Оникс ……..……..……..……..……....63

*Морозов В.Н.* Перспективные подходы оптического детектирования ионизирующего излучения ……..……..……..……..……... 68

*Хвостунов И.К.* Оценка побочных радиационных эффектов с помощью цитогенетического обследования у пациентов, получающих радионуклидную терапию . 69

# *Секция № 4*

# *«Вопросы радиационной безопасности в ядерной медицине»*

*Руководитель: Смирнов Валентин Пантелеймонович*

# КСЕНОНОВЫЙ ГАММА-ДЕТЕКТОР КОЛОДЕЗНОГО ТИПА

Р.Р. Егоров[1], К.Ф. Власик[1], В.М. Грачев[1], В.В. Дмитренко[1], К.В. Кривова[1], А.И. Маджидов[1], С.Е. Улин[1], З.М. Утешев[1], И.В. Чернышева[1], А.Е. Шустов[1]

*[1]НИЯУ МИФИ, г. Москва*

*эл. почта: rregorov@mephi.ru*

Мониторинг экологической обстановки, радиационная безопасность, ядерная медицина и другие направления, где используются радиоактивные изотопы, являются крайне востребованными на сегодняшний день. Для обеспечения соответствующих отраслей необходимы приборы, способные регистрировать гамма-излучение исследуемых образцов, наиболее эффективными методами.

Среди различных типов детекторов, используемых для этих целей, весьма перспективными являются гамма-детекторы на сжатом ксеноне, основу которых составляет цилиндрическая ионизационная камера с экранирующей сеткой [1, 2].

Ксеноновые гамма-детекторы имеют следующие преимущества:

- высокое энергетическое разрешение: 1,7 % при энергии 662 кэВ;

- виброакустическая стабильность — детектор способен работать в условиях вибро-акустических воздействий до 100 дБ без ухудшения энергетического разрешения;

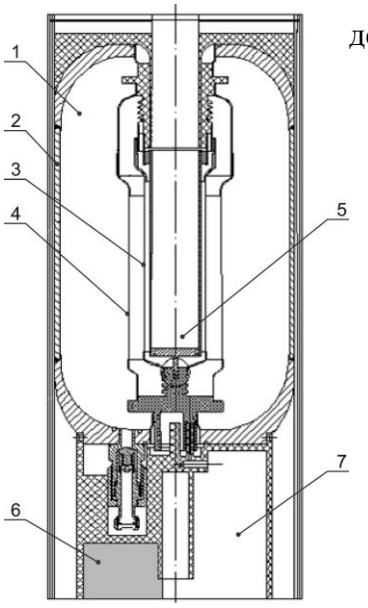
- температурная стабильность — основой детектора является ионизационная камера, которая способна работать при температурах до 100°С без изменения спектрометрических характеристик прибора;

- радиационная стойкость — спектрометрические характеристики ксенонового гамма-детектора не ухудшаются при прохождении через детектор флюенса нейтронов $1{,}5 \cdot 10^{10}$ частиц;

- способность сохранять спектрометрические и эксплуатационные характеристики не менее 10 лет;

- сравнительная дешевизна, особенно, по сравнению полупроводниковыми гамма-детекторами на основе чистого германия.

Одной из последних и наиболее перспективных разработок ксеноновых гамма-детекторов является ксеноновый гамма-детектор колодезного типа.




На рисунке 1 показана схема ксенонового гамма-детектора колодезного типа. Цифрами на рисунке 1 обозначены:

1 - импульсная ионизационная камера, наполненная сжатым ксеноном под давлением 40-50 атм;

2 - катод, являющийся корпусом ионизационной камеры;

3 - анод;

4 - экранирующая сетка;

5 - колодец для размещения исследуемых радиоактивных образцов;

6 - зарядочувствительный усилитель;

7 - источник высоковольтного питания.

Рис. 1. Ксеноновый гамма-детектор колодезного типа

Ксеноновый гамма-детектор колодезного типа работает следующим образом. Исследуемый радиоактивный образец помещается в колодец 5 импульсной ионизационной камеры 1. Электроны, образовавшиеся в ионизационной камере 1, при взаимодействии гамма-кванта с рабочим веществом детектора — ксеноном, под действием электрического поля, дрейфуют к аноду 3, экранирующая сетка 4 предотвращает наведение заряда на аноде 3. Движение электронного облака к аноду, после прохождения его через сетку , формирует на нем заряд, пропорциональный энергии, выделившейся при взаимодействии гамма-кванта в ионизационной камере. Индуцируемый на аноде 3 заряд создаёт импульс тока, поступающий на зарядочувствительный усилитель 6.

Для обеспечения максимальной эффективности регистрации гамма-квантов необходимо предусмотреть возможность измерения спектров гамма-квантов от источника излучения в геометрии с телесным углом, наиболее близким к $4\pi$. Ксеноновый гамма-детектор колодезного типа удовлетворяет этим требованиям, поскольку позволяет полностью погружать исследуемый образец в зону, где гамма-излучение, практически, полностью попадает в рабочее вещество детектора. Это позволяет с высокой точностью определять активность и изотопный состав исследуемых образцов. Особенно это важно при определении характеристик инжектируемого препарата при диагностике и терапии в ядерной медицине [3]. Эффективность регистрации гамма-квантов в ксеноновом гамма-детекторе колодезного типа в несколько раз превышает эффективность ксеноновых гамма-детекторов без колодца.

Для создания трехмерной модели гамма-детектора колодезного типа использовалась параметрическая САПР FreeCAD.

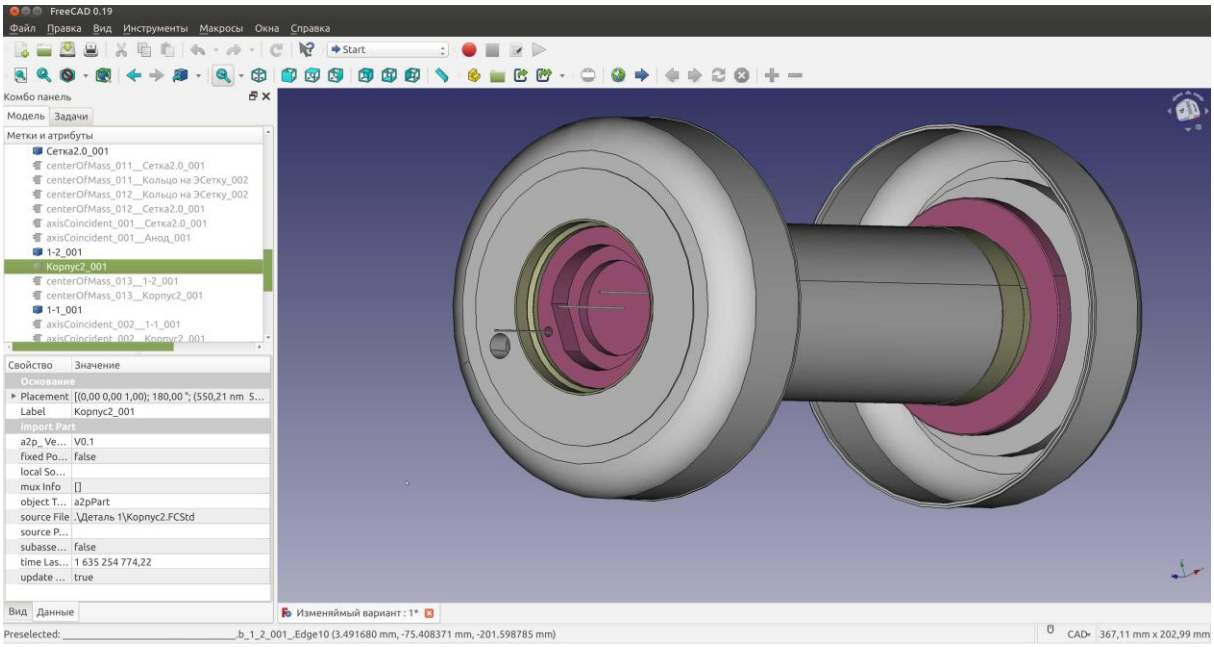



Рис. 2. Рабочее окно САПР FreeCAD

На рисунке 2 показано рабочее окно САПР Freecad.

САПР FreeCAD имеет следующие преимущества перед основными конкурентными системами, такими как САПР SolidWorks, САПР CATIA, САПР AutoCAD, САПР Компас:

- свободное распространение: открытый исходный код, лицензия GNU GPL;

- кросплатформенность: совместимость с ОС Windows, macOS, Linux;

- совместимость с другими САПР: модель можно сохранять в форматы, совместимые с САПР SolidWorks, САПР AutoCAD, САПР Компас;

- возможность переноса геометрии модели в Geant4 для последующего моделирования процессов.

При проектировании модели за основу брались следующие геометрические характеристики:

- диаметр колодца для погружения радиоактивного образца: 40 мм;

- высота колодца для погружения радиоактивного образца: 160 мм;

- диаметр цилиндра анода: 50 мм;

- диаметр экранирующей сетки: 70 мм;

- диаметр корпуса детектора: 150 мм.

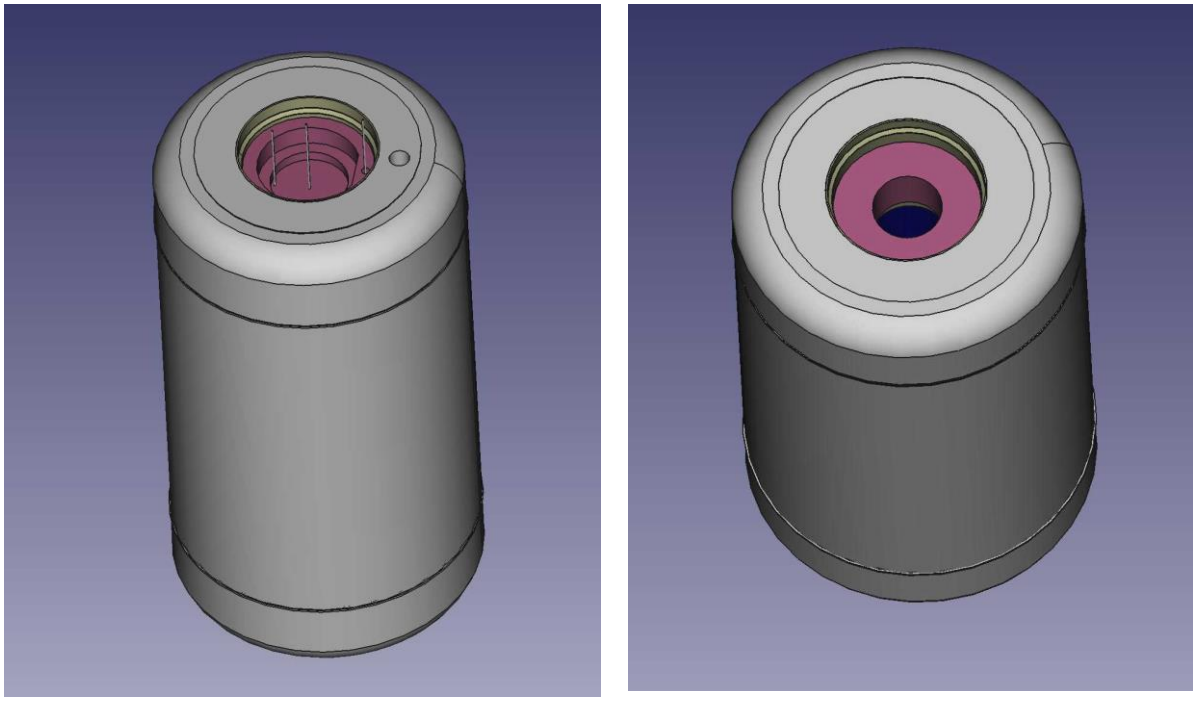
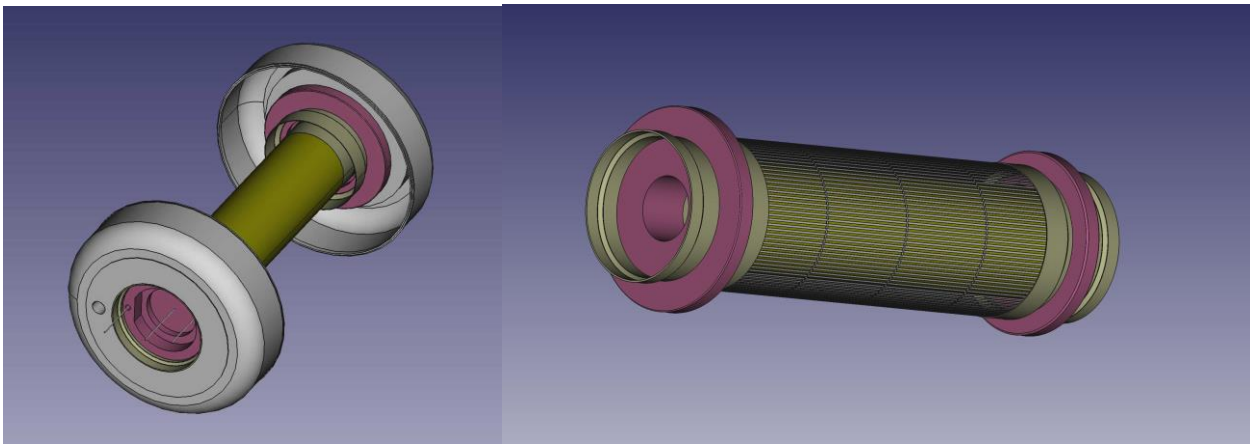


Рис. 3. Корпус гамма-детектора колодезного типа

На рисунке 3 показаны модели из САПР FreeCAD — собранный детектор. Слева наверху показана часть гамма-детектора, к которой будет присоединяться блок электроники — видны три контакта гермоввода, соединяющиеся внутри детектора с экранирующей сеткой, колодцем и анодом. Справа вверху видно входное отверстие колодца, в которое предполагается погружать исследуемые радиоактивные образцы.

На рисунке 4 представлена детализация модели, отражающая внутренние составляющие элементы. В верхней части слева отсутствует центральная часть корпуса детектора и экранирующая сетка, видны фланцы детектора, нижняя, верхняя часть корпуса и анод в форме цилиндра. В верхней части справа также отсутствует корпус детектора, но видна экранирующая сетка и керамические элементы. В нижней части рисунка виден цилиндрический колодец, предназначенный для погружения радиоактивных образцов.



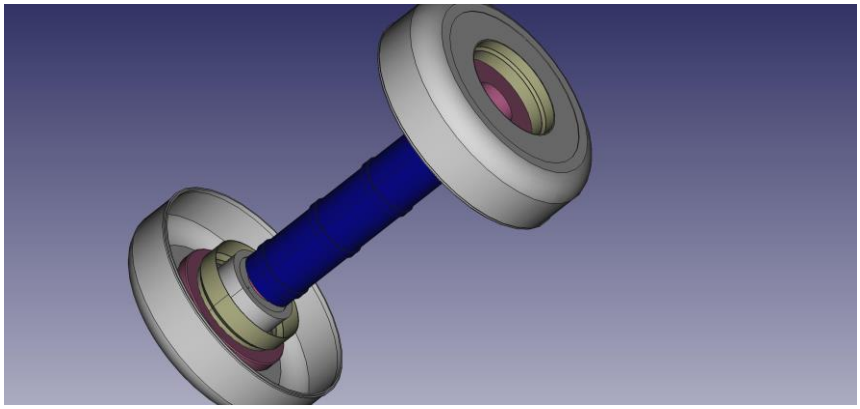


Рис. 4. Детализация гамма-детектора колодезного типа

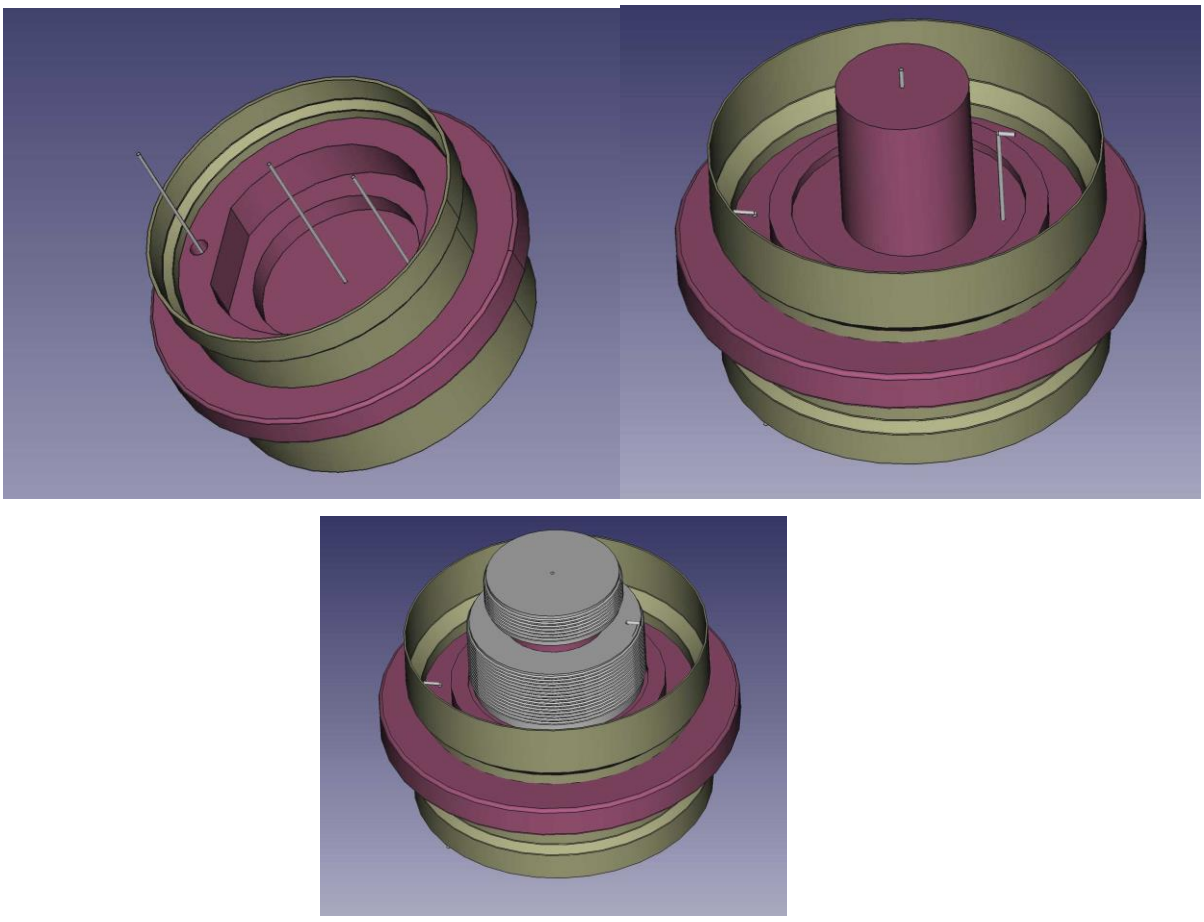


Рис. 5. Керамический гермо-ввод гамма-детектора колодезного типа

На рисунке 5 показана модель керамического гермо-ввода гамма-детектора колодезного типа. В верхней части слева показано коваровое кольцо, предназначенное для соединения с фланцем детектора и контакты, предназначенные для последующего соединения с блоком электроники. В верхней части справа показана внутренняя часть керамического гермо-ввода с коваровым кольцом, предназначенным для соединения с экранирующей сеткой. В нижней части рисунка показана эта же внутренняя часть керамического гермо-ввода с резьбовыми соединениями для анода и цилиндра.

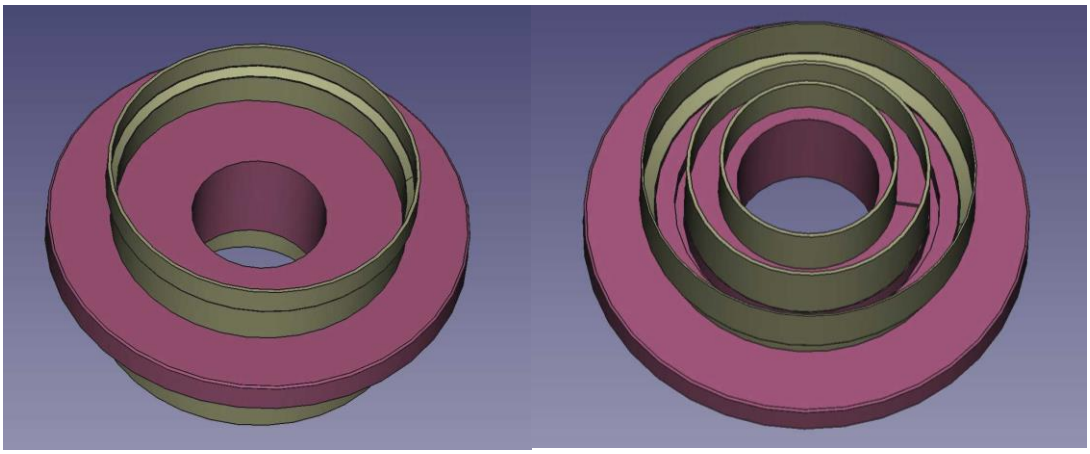


Рис. 6. Керамический изолятор гамма-детектора колодезного типа

На рисунке 6 показана модель керамического изолятора гамма-детектора колодезного типа. В левой части рисунка представлена верхняя часть изолятора с коваровым кольцом, предназначенным для соединения с фланцем детектора. В правой части рисунка показана нижняя часть изолятора с коваровыми кольцами, которые будут использоваться для соединения с колодцем, анодом и экранирующей сеткой.

На текущий момент ведется дальнейшая проработка конструкции прототипа детектора. На прибор получен патент на полезную модель № 200652 от 18.06.2020 г. В ближайшее время планируется произвести следующие работы:

- произвести расчеты на прочность колодца под давлением 50 атм с помощью соответствующего модуля САПР FreeCAD;

- перенести геометрию модели в систему расчетов Geant4 для последующего моделирования процессов с использованием методов Монте-Карло.

ЛИТЕРАТУРА


1. Ulin S. et al. Xenon Gamma-Ray Spectrometer for Radioactive Waste Controlling Complex // Journal of Physics: Conference Series, - 2016. - Vol. 675, № 4. P. 042023. doi: 10.1088/1742-6596/675/4/042023
2. Novikov, A. S., Ulin, S. E., Dmitrenko, V. V., et al,, «New modification of xenon gamma ray detector with high energy resolution,» Opt. Eng., 53 (2), 021108, 2014. https://doi.org/10.1117/1.OE.53.2.021108
3. Dmitrenko, V.V., Uteshev Z., Novikov, A. S., et al,, «The prospects of creation of well-type xenon gamma-ray spectrometer,» Journal of Physics: Conference Series 675 (2016) 042039. International Conference on Particle Physics and Astrophysics (ICPPA-2015), 2015. doi:10.1088/1742-6596/675/4/042039

# ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИОЙОДТЕРАПИИ ТИРЕОТОКСИКОЗА С УЧЁТОМ РЕДУКЦИИ МАССЫ ЩИТОВИДНОЙ ЖЕЛЕЗЫ

О.П. Александрова[1], А. Н. Клёпов[2], П.И. Гарбузов[3], М. Н. Фадеев[4]

*[1] АНО ДПО «Техническая академия Росатома», г. Обнинск, Россия*

*[2] ООО «Дионис», г. Обнинск, Россия*

*[3]МРНЦ им. А.Ф. Цыба – филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России, г. Обнинск*

*[4] Акционерное общество «КОНЦЕРН ТИТАН-2», г. Северск*

Патологии щитовидной железы (ЩЖ) являются одними из самых распространенных заболеваний в мире (и в РФ, в частности), охватывают значительную долю населения и имеют серьезные последствия для здоровья заболевших в целом. Существенную долю в структуре таких заболеваний занимает тиреотоксикоз – клинический синдром, проявляющийся при хроническом повышенном уровне в крови тиреоидных гормонов, независимо от источника их происхождения (эндогенных или экзогенных). В первую очередь доминируют гипертиреоидные формы тиреотоксикоза (гиперпродукция тиреоидных гомонов): болезнь Грэйвса (или диффузно-токсический зоб – ДТЗ), функциональная автономия ЩЖ (ФА), некоторые разновидности рака ЩЖ, и др. В настоящей разработке в качестве объекта исследования представлены только неонкологические формы гипертиреоза, в частности, ДТЗ и узловой токсический зоб (УТЗ). Для такого рода заболеваний в настоящее время применяется разнообразный спектр средств терапии: медикаментозные, хирургические, и др. В то же время, во всём мире широко используется технология радионуклидной терапии с использованием изотопа $^{131}$I (радиойодтерапия – РЙТ), к которому тропны фолликулы ЩЖ. На уникальном свойстве фолликул ЩЖ избирательно, в больших количествах, накапливать йод (в данном случае, радиоактивный – РЙ), базируется эффект лечения $^{131}$I, который посредством излучения бета-частиц значительной энергии «выжигает» наиболее активные фолликулы, тем самым, приводя к существенному снижению экскреции гормонов ЩЖ. Эффект такого лечения заключается в конечном счёте, либо в снижении функциональной активности ЩЖ до пределов нормы (эутиреоидное состояние ЩЖ), либо в её полном подавлении (состояние гипотиреоза) – что соответствует применению т.н. аблативной РЙТ. В соответствии с рекомендациями Всемирной организации здравоохранения данный вид терапии признаётся, как вполне безопасный, экономичный, простой в применении, эффективный метод лечения, характеризующийся незначительным числом случаев

осложнения для пациентов. Так в США РЙТ является методом выбора в 70% случаев при лечении ДТЗ.

Методы планирования РЙТ, применяемые в современных мировых клинических центрах, условно можно разделить на следующие группы: 1) Введение фиксированной активности $^{131}$I [1]; 2) Дача активности $^{131}$I из расчёта на грамм ЩЖ – ранжировано – в соответствии со значением исходной массы ЩЖ, попадающей в установленные интервалы [2-4]; впрочем, анализ показывает, что этот метод, на самом деле, является неявным применением предельно упрощённого дозиметрического подхода (ДП), это косвенно подтверждается также разными авторами, например [5]; здесь клиницистами применяется схема как бы «параметризации» истинной зависимости «ПД – масса ЩЖ» посредством задания поинтервальной шкалы (по возрастающим значениям массы ЩЖ) в виде: «назначаемая удельная активность $^{131}$I – исходная масса ЩЖ»; 3) Планирование РЙТ по т.н. «одноточечным» схемам расчёта терапевтической активности, определяемой по накоплению метки $^{131}$I в ЩЖ, чаще всего, на 24 ч после введения; это многочисленные формулы типа Маринелли (или по-другому – Хайна-Браунелла), и подобные им, см. подробнейший обзор и анализ таких схем в [6]; Далее методы планирования 4) Дача активности в соответствии с планируемой лечебной поглощённой дозой (ПД) облучения ЩЖ, которую формирует в ней захваченная фолликулами фракция введенного пациенту $^{131}$I. В данном случае речь идёт именно о дозиметрическом планировании (ДПл), имея ввиду корректные методы получения исходных данных для расчёта ПД и её аккуратный расчёт в рамках MIRD-подхода [7]. Характеристика и особенности применения данного подхода обсуждается также в большом количестве других работ, например, в [8-10]. Здесь попутно следует обратить внимание на то, что в большом числе случаев применяемые при планировании РЙТ методы на основе «одноточечных» схем, на самом деле, представляют собой сильные упрощения полноценного соотношения для расчёта ПД, сформулированного в рамках MIRD-подхода. Менее грубыми приближениями к MIRD-формуле являются также часто применяемые разнообразные формулы расчёта терапевтической активности с использованием эффективного периода полувыведения $^{131}$I из ЩЖ – $T_{eff}$, [11]. Но необходимо отметить, что «одноточечные» схемы при тщательном анализе демонстрируют зачастую значительные расхождения [12] в значениях ПД, реализуемых для рассчитанных по ним активностям $^{131}$I, по сравнению с ПД, полученными в рамках подхода на основе $T_{eff}$, который в целом лучше согласуются с результатами расчётов ПД, полученных в рамках последовательного MIRD-подхода. В целом, разумеется, наиболее корректным в РЙТ является именно ДП на основе MIRD-

подхода, поскольку при аккуратной формулировке он вполне соответствует базовым радиобиологическим критериям в части оценки эффективности облучения живой ткани и получении желательного клинического результата. Исходя из этого, следует весьма осторожно принимать результаты и выводы, сформулированные в большом числе самых разных популяционных аналитических исследований, выполненных за последние 70 лет относительно клинической эффективности реализаций РЙТ тиреотоксикоза, спланированных на основе «одноточечных» схем. Далее методы планирования РЙТ на основе «одноточечных» схем и дозиметрической схемы с использованием $T_{eff}$ будем объединять в целях краткости групповым обозначением «консервативные» методы. Но даже если придерживаться последовательной и корректной дозиметрической методики (при планировании РЙТ), следует признать исключительную трудность реализации её относительно достижения потребного клинического эффекта РЙТ. Проблема заключается в том, что до настоящего времени не существует общепризнанных дозиметрических методик, позволяющих определять потребную ПД, или распределение ПД в объёме ЩЖ, (и, соответственно, вводимую активность $^{131}$I), гарантирующих достижение желаемого эутиреоидного статуса ЩЖ для любого случая ДТЗ (или УТЗ). Первая причина заключается в том, что современные средства диагностики (включающие исследование полного набора параметров тиреоидного статуса пациента и других клинико-диагностических данных), различные методы объёмного скрининга ЩЖ, например, ОФЭКТ-сканирование ЩЖ на основе введенной пациенту метки РЙ, не позволяют в рутинных клинических условиях адекватно идентифицировать, локализовать и ранжировать все обозримые сегменты ЩЖ по фактору функциональной активности. Вторая причина состоит в том, что пока невозможно количественно спрогнозировать, а, тем более, проконтролировать в процессе облучения объёмы и меру воздействия на фолликулы (на их функцию тиреоидной активности) в различных участках ЩЖ, даже располагая корректно определёнными характеристиками пространственно-временного распределения $^{131}$I (и соответственно распределения ПД) в ЩЖ, с целью приведения их к уровню гормональной активности «в пределах нормы». Современное состояние эндокринологической науки в этой части таково что в ней пока отсутствует и последовательная радиобиологическая теория и, соответственно, отсутствуют какие-либо сопутствующие математические модели, позволяющие рассчитать параметры изменения функционального статуса фолликул под действием той или иной ПД облучения, включая какие-либо эффекты пограничного характера, например, переход в состояние гипотиреоза, по существу, полное подавление фолликулярной активности под действием интенсивного

излучения. Помимо этого, большинство специалистов, практикующих ДП, полагает, что, в силу интегрированного характера тиреоидного метаболизма в организме пациента в целом, сложности функционирования гипоталамо-гипофиз-тиреоидной системы (ГГТС), взаимодействующей с внутренними регуляторными механизмами самой ЩЖ, поражённой аутоимунным процессом, нет никакой гарантии, что рассчитанная посредством ДПл «приемлемая» терапевтическая активность $^{131}$I обеспечит контролируемый перевод всех (или хотя бы большинства) фолликулярных структур к нормальному (эутиреоидному) состоянию по всему объёму ЩЖ [13]. Гарантию же радикального клинического результата (полное устранение заболевания) при использовании ДП может обеспечить пока только аблативный вариант РЙТ, подразумевающий перевод ЩЖ в состояние гипотиреоза – вариант, который для значительного числа специалистов не является показателем качественного лечения [14, 15]. В то же время, огромный многолетний опыт многих мировых клинических центров показывает, что использование ДП (в критериях средней по объёму ЩЖ ПД) при достаточно тщательном передтерапийном исследовании пациентов, включающем аккуратный сбор необходимых данных, обеспечивает высокий процент удачных исходов дозиметрически спланированной РЙТ в целом [16-19]. Более того, необходимо отметить что уже сейчас отработаны методики, которые посредством аккуратного ДП предлагают те или иные регрессионные или параметрические модели для ДПл, обеспечивающие для спланированных РЙТ статистически удовлетворительную долю желаемых выходов РЙТ – эутиреоз [50-70] % на фоне [30-15] % выходов гипотиреоза в достаточно представительной когорте больных. Наиболее удачной в этом плане представляется разработка [20], в которой обоснована регрессионная модель дозовой зависимости различных выходов РЙТ, в частности, гарантированной (в пределах полученной статистической погрешности регрессии) доли случаев выведения ЩЖ в эутиреоидное состояние – в зависимости от запланированной ПД в ЩЖ – пока, правда, не более уровня 50% всех возможных исходов. Нам представляется, что существенное повышение прогнозных возможностей подобных моделей (фактически, моделей управления РЙТ) может быть реализовано только на пути радикального расширения списка используемых зависимых параметров клинического результата РЙТ: детальных характеристик пространственно-временного распределения $^{131}$I в объёме ЩЖ (фактически, информации о локальной активности фолликулярных структур) пример, [21]; исходной массы ЩЖ ($m_{tir}$); вида и тяжести заболевания; возраста пациента; данных по динамике уровней гормонов ЩЖ и ТТГ в крови; кинетики метки $^{131}$I в ЩЖ и в организме пациента в целом, – до дачи и после дачи ему тиреостатиков перед процедурой

РЙТ; корректно сконструированных динамических моделей облучения фолликулярных структур; и др. Следует констатировать, что в настоящее время разнообразные по тематике фундаментальные работы в этой части теории и практики РЙТ развиваются именно в таком направлении, но до выхода на практические рекомендации здесь ещё весьма далеко. На пути к разработке подобных рекомендаций следует последовательно решить ещё ряд важнейших методических проблем, без результатов решения которых базовые разработки вышеупомянутых моделей управления РЙТ для указанных заболеваний не будут состоятельны. К такой проблеме, в первую очередь, относится (хронологически обусловленная) проблема создания эффективных моделей зависимости динамики активной массы ЩЖ (ансамбля активных фолликул) под действием излучения, функционирующего в ней $^{131}$I, и формулировка на их основе корректных дозовых характеристик облучения при заболеваниях ЩЖ в интересах планируемой РЙТ [22-25].

Необходимо отметить что обсуждаемые здесь дозо-зависимые модели динамики массы ЩЖ до сих пор являются экзотической темой в области разработки и практики ДПл. Дело в том, что современное ДПл РЙТ тиреотоксикоза в основном опирается на протоколы расчёта лечебных ПД в ЩЖ, в которых фиксируется неизменность по времени её массы в существенный период облучения, независимо от уровня облучения от вводимого в неё терапевтического $^{131}$I. Под существенным периодом (СП) мы понимаем временной интервал после введения терапевтического $^{131}$I, в течение которого уровень облучения ЩЖ можно считать значимым, до момента, когда содержание $^{131}$I в ЩЖ не превышает, например, 1% от введенной пациенту величины, этот период у разных больных составляет примерно 30-40 суток при разных введенных терапевтических активностях. Современные протоколы ДПл, как правило, сформулированы на основе MIRD-подхода; как уже говорилось, ранее использовалось и продолжает использоваться также множество других, упрощённых методик. На основе подобных подходов (именуем их как «консервативные») за последние 60 лет в мире были выполнены практически все исследования по установлению зависимости клинического эффекта РЙТ от ПД облучения ЩЖ, при этом изменение массы ЩЖ фиксируется, как правило, в периоды 90 и 180 сут. после РЙТ. В то же время, факт существенного уменьшения (редукции) массы ЩЖ именно в течение СП было установлено многими исследователями уже давно, причём неоднократно, см., например, [19, 26], и ссылки там. В частности, в работе [26] убедительно подтверждено: редукция массы ЩЖ в течение СП может доходить до 70-80% от исходной величины – $m_0$. Соответственно, в процессе редукции массы ЩЖ должна меняться и ПД, формируемая в ней. В то же время понятно, что вследствие

незначительности уровня излучения после завершения СП, последующий процесс редуцирования массы ЩЖ обусловлен сугубо нерадиационными факторами. На этом этапе никакие дозиметрические рассмотрения совершенно неуместны. Очевидно, что соответствующая заметная убыль массы определяется уже чисто биологическими механизмами, обусловленными естественной утилизацией (лизис и удаление из ложа ЩЖ) убитых излучением клеток ЩЖ. В то же время, в течение СП действуют параллельно два механизма: осуществляется лучевая стерилизация части тиреоцитов, в которых достигнут дозовый порог выживаемости этих клеток, и одновременно происходит утилизация уже убитых клеток. Удивительно, но, несмотря на эти убедительные факты, ни в современных дозиметрических разработках, ни в новых версиях протоколов РЙТ, дозо-зависимая редукция массы ЩЖ в течение СП так и не принимается в расчёт. Исключение составляют разработки авторов в части создания моделей кинетики активности в тиреоидной ткани и в организме пациентов в целом, а также кинетики редукции убыли массы ЩЖ на основе нелинейных камерных моделей, [22-24]. Это достаточно универсальная модель дозо-зависимой кинетики радиойода в ЩЖ, корректно учитывающая редукцию её массы под действием облучения. Но её рутинное применение пока весьма затруднительно в клинической практике. Математическое программное обеспечение по идентификации кинетических параметров нелинейной системы дифференциальных уравнений, которое создано на её основе, не может быть пока сведено к безусловному автоматизированному поиску параметров камерной модели, который реализовывал бы задачу численной идентификации в автономном режиме. Оно требует высококвалифицированного обслуживания специалистом в области численного моделирования, имеющего солидный опыт решения задач минимизации и идентификации параметров сложных математических объектов; такие специалисты ещё весьма редки в рядовых клинических центрах. Результаты данных разработок составили основное содержание соответствующей диссертационной работы [24]. В то же время, необходимо указать на разработки специалистов Центра Ядерной медицины г. Пиза (ЦЯМП, Италия) [26 и др.], которые на протяжении уже 20 лет последовательно развивающие дозиметрические схемы в РЙТ, в которых учёт редукции активной массы ЩЖ является определяющим («Модель редукции массы ЩЖ»), при этом они предлагают достаточно простые методики ДПл РЙТ для случая гипертиреоза. Излагаемая здесь разработка посвящена развитию именно данного направления дозиметрии РЙТ, результаты поэтапных предыдущих исследований авторов представлены в [27-29].

## Материалы и методы

### 1. Метод расчёта кинетики массы ЩЖ в ходе РЙТ («Модель редукции массы ЩЖ»)

Как указывалось выше, дозиметрическая методика ЦЯМП, основанная на «Модели редукции массы ЩЖ» [26, 30], учитывает изменение активной части массы ЩЖ (активных фолликул) под действием излучения $^{131}$I. Приведём основные соотношения данной методики (за деталями можно обратиться к первоисточникам [26, 30], и к разработкам на русском языке [27-29]):

1) кинетика изменения массы ЩЖ, *m(t)*, под действием излучения накапливаемого в ней $^{131}$I, задаётся следующим уравнением:

$$\frac{dm(t)}{dt} = -k\frac{A(t)}{m(t)} \tag{1.1}$$

которое на первый взгляд представляет собой версию дозо-зависимой динамики доли клеток, выжигаемых излучением в некоторой клеточной субстанции, что соответствует типичной радиобиологической постановке линейно-квадратичной дозовой модели, в частности, для ЩЖ, [31], но в которой квадратичным членом по ПД пренебрегается. Придерживаясь радиобиологической трактовки, следовало бы убрать в (1.1) в выражении в правой части зависимость от *m(t)*. Но сами авторы [26, 30] радиобиологическую интерпретацию своего уравнению не декларируют и, соответственно, в методическом плане никак не используют. Тогда получается, что ведущее в «Модели редукции массы ЩЖ» уравнение (1.1) представляет собой некоторый собственный вариант модели, связывающей скорость убыли активной массы ЩЖ при её облучении только с величиной текущей мощности ПД $^{131}$I в ней. Между тем, как оказалось, такая модель – при всём её несоответствии типовым радиобиологическим (дозовым) моделям – всё же оказалась весьма пригодной в аспекте упрощения сложных нелинейных зависимостей кинетики массы и активности $^{131}$I ЩЖ, характерных для «Модели редукции массы ЩЖ», для чего авторами [26, 30] была применена подходящая аппроксимация. Это позволило авторам [26, 30] выйти на обозримые расчётные выражения, обеспечивающие определение дозовых характеристик при РЙТ, при учёте редукции массы ЩЖ, посредством достаточно простого алгоритма.

2) соответствующая аппроксимация, применённая авторами [26, 30] для функции изменения по времени активности $A(t)$ в редуцирующем объеме ЩЖ, представлена ими в следующем виде:

$$A(t) = \begin{cases} A_{max}^{Tir} \cdot \dfrac{t}{T_{max}}, t < T_{max} \\ A_{max}^{Tir} \cdot exp[-C \cdot (t - T_{max})], t \geq T_{max} \end{cases}; \quad (1.2)$$

где $A_{max}^{Tir}$ – максимальное значение активности в ЩЖ, которой соответствует момент времени $T_{max}$. Значение константы $C$ и значений других констант, как параметров модели, определяется из минимума невязки суммы квадратов разницы повремённых расчётных и измеренных значений активности $^{131}$I и массы ЩЖ. Измеренные значения $^{131}$I получены в ходе предтерапийной радиометрии ЩЖ с меткой $^{131}$I, а измеренные значения её массы – после РЙТ. Нужно отметить, что константа С существенно индивидуализирована, поскольку специфично характеризует особенности метаболизма $^{131}$I в организме каждого пациента. В последующем же авторы [26, 30] обосновали возможность использования в качестве хорошего приближения для $C$ следующего соотношения

$$C = \frac{\ln 2}{T_{эфф}}; \quad (1.3)$$

где $T_{эфф}$ – эффективное время полувыведения $^{131}$I из ЩЖ конкретного пациента, определяемое параметрами линейной камерной модели, описывающей кинетику выведения индикаторного $^{131}$I из ЩЖ до проведения РЙТ. Для коэффициента $k$ авторами работ [26, 30] было получено следующее выражение:

$$k = \gamma \frac{m_0^2 A_0}{A_{max}^{Tir}}, \quad (1.4)$$

где $\gamma = 2{,}2 \cdot 10^{-6}$ 1/(Мбк·ч) – константа, статистически обоснованное значение которой получено авторами [26; 30] усреднением по когорте исследуемых ими больных гипертиреозом.

Интегрирование уравнения (1.1) приводит к следующему соотношению для редуцированной массы ЩЖ:

$$m^2(t) = m_0^2 - \frac{k \cdot A_{max}^{Tir}}{C}\left[1 - e^{-C\cdot(t-T_{max})}\right]; \tag{1.5}$$

Соответственно получаем:

$$m(t) = \left\{m_0^2 - \frac{k \cdot A_{max}^{Tir}}{C}\left[1 - e^{-C\cdot(t-T_{max})}\right]\right\}^{1/2}; \tag{1.6}$$

Методика ЦЯМП, [26], в настоящей разработке аргументированно модернизирована, в основном, с целью устранения некоторых её недостатков и расширения сферы приложений продиктованных практикой конкретного клинического отделения (МРНЦ):

а) необходимые для расчёта динамики массы и ПД в «Модели редукции массы ЩЖ» параметры кинетики $^{131}$I на этапе захвата его в ЩЖ и выведения ($A_{max}^{Tir}$, $T_{max}$, $T_{эфф}$) определялись по 4-камерной линейной модели $^{131}$I, взамен 2-камерной из [26]. Методически эта замена не принципиальна, поскольку в разработках [27, 29] установлено, что параметры кинетики $^{131}$I ($I_{max}$, $T_{max}$, $T_{эфф}$), используемые в «Модели редукции массы ЩЖ», и определяемые в [26, 30] посредством идентификации 2-камерной модели кинетики $^{131}$I, и те же параметры, определяемые посредством идентификации 4-камерной модели кинетики $^{131}$I (4-ЛКМ), отличаются несущественно. Использование 4-камерной модели здесь принято в следующих целях. В первую очередь, из необходимости создания такой дозиметрической методики на основе «Модели редукции массы ЩЖ», которая позволяла бы, во-первых, осуществлять прогнозный (до проведения РЙТ) расчёт уровней облучения ряда важных критических органов пациентов (крови, красного костного мозга, почек и мочевого пузыря, всего тела). Это необходимо для корректировки рассчитываемой лечебной активности в случаях её больших значений и предупреждения

возможного превышения допустимых ПД в каких-либо из этих органов. И, далее, это необходимо для последующего проведения расчётов реальных ПД, реализуемых в указанных критических органах пациентов в ходе РЙТ при даче им уже назначенной терапевтической активности, но уже с использованием данных по кинетике лечебной активности $^{131}$I в редуцирующей ЩЖ. Во-вторых, данная методика, использующая решение задачи 4-ЛКМ на основе обработки данных предтерапийной повремённой радиометрии пациента (с введенной ему меткой $^{131}$I), должна позволять производить прогнозный расчёт допустимого времени содержания больного на закрытом режиме после проведения ему РЙТ, исходя из рассчитанной временной зависимости мощности эквивалентной дозы (МЭД) внешнего облучения от пациента на расстоянии 1 м от него и требования непревышения этой МЭД допустимого (нормативного) значения. Это важно в силу необходимости чёткого планирования периода пребывания пациента на закрытом режиме после проведения ему РЙТ; оно исходит из требования оптимизации загрузки отделения радионуклидной терапии и обеспечения условий для его максимальной пропускной способности, в связи с острым дефицитом в РФ такой услуги, как РЙТ заболеваний ЩЖ, и наличия большой очереди на таковые услуги. В то же время, следует принять необходимость планирования безопасного поведения пациента после выписки из клиники в отношении лиц, постоянно контактирующих с ним (члены семьи сослуживцы), и могущих получить неприемлемые дозы облучения от излучения остаточного $^{131}$I в организме больного. Прогнозные временные зависимости и итоговые (годовые) МЭД и мощности эффективной дозы (МЭФ), полученные контактирующими лицами для этих случаев, должны быть рассчитаны с учётом динамики остаточного $^{131}$I в основных (с максимальными уровнями захвата $^{131}$I) органах и субстанциях пациента, т. н. паттернах, причём, рассчитаны с применением камерной модели, учитывающей кинетику $^{131}$I в основном паттерне – ЩЖ – с учётом её редукции. Использование 4-ЛКМ в разрабатываемой дозиметрической методике признано также целесообразным авторами в целях сохранения контекстной преемственности с другими дозиметрическими разработками авторов, [7-8, 10, 22-24, 27], и в сравнительных с ними целях.

Соответствующая используемая здесь система уравнений линейной 4-камерной модели (4-ЛКМ) имеет вид, [7]:

$$\begin{cases} \dfrac{dy_1}{dt} = (-\lambda - a_1) \cdot y_1 + a_2 \cdot y_3 \\ \dfrac{dy_2}{dt} = a_1 \cdot y_1 - (a_3 + \lambda) \cdot y_2 \\ \dfrac{dy_3}{dt} = a_3 \cdot y_2 - (a_2 + \lambda + a_4) \cdot y_3 \\ \dfrac{dy_4}{dt} = a_4 \cdot y_3 - \lambda \cdot y_4 \end{cases} \quad (1.7)$$

начальные условия:

$$y_1(0) = y_2(0) = y_4(0) = 0; y_3(0) = 1, \quad (1.8)$$

где $y_1$ – функция кинетики $^{131}$I-йодида в ЩЖ; $y_2$ – функция кинетики органифицированной формы $^{131}$I в ЩЖ; $y_3$ – функция кинетики смеси субстанций $^{131}$I в крови и тканях пациента; $y_4$ – функция кинетики смеси субстанций $^{131}$I поступающих в органы выделения пациента из крови и органов пациента (исключая ЩЖ); $a_1$ – константа биохимического перехода $^{131}$I-йодида в органифицированную форму в ЩЖ; $a_2$ – константа поступления $^{131}$I-йодида из крови (камера кровь) в ЩЖ; $a_3$ – константа выведения органифицированной фракции $^{131}$I из ЩЖ в кровь; $a_4$ – константа выведения суммарной фракции $^{131}$I из крови в системы экскреции организма пациента – мочевой пузырь и кишечник; $\lambda$ – константа распада $^{131}$I.

Задача идентификации 4-ЛКМ заключается в определении набора констант $\vec{a} = \{a_1, a_2, a_3, a_4\}$, соответствующего наилучшему приближению полученной из решения системы (1.7) расчётной кривой суммарной фракции радиойода в ЩЖ, ($y_1 + y_2$), – измеренным повремённым значениям радиометрии ЩЖ с меткой $^{131}$I. Данная задача решается посредством численной минимизации функции невязки вида в 4-мерном пространстве констант (все положительные), в соответствии с алгоритмами, изложенными в [7, 10, 27]:

$$F(\vec{a}) = \sum_{k=1}^{NE} \{[y_1(t_k) + y_2(t_k)] - \bar{y}_k^{\text{эксп}}\}^2 \quad (1.9)$$

где $y_1(t_k)$, $y_2(t_k)$ – расчетные значения активности радиойода в ЩЖ в моменты времени измерения $t_k$; $\bar{y}_k^{\text{эксп}}$ – измеренное значение активности радиойода в ЩЖ в моменты времени измерения $t_k$. NE – количество точек радиометрии ЩЖ. Вычисленные таким образом константы $\{a_1, a_2, a_3, a_4\}$ без труда позволяют определить потребные значения ($A_{max}^{Tir}$, $T_{max}$, Тэфф), [7, 27]. Для реализации численной задачи минимизации (1.9), соответственно, задачи идентификации 4-ЛКМ, разработаны алгоритмы и программное обеспечение (ПО) на языке ФОРТРАН. Представительные результаты апробации и систематического использования данных алгоритмов и ПО, разработанных авторами, приведены, в частности, в [7-8,10].

б) в сравнительных целях, в работе произведены расчёты ПД в рамках «Модели редукции массы ЩЖ» и расчёты ПД, полученные в рамках традиционно применяемой MIRD-схемы с фиксируемой массой ЩЖ. В работах ЦЯМП такие сравнительные исследования не проводились;

в) полученные авторами здесь в рамках «Модели редукции» дозиметрические характеристики (итоговые ПД, расчётная лечебная активность), сравнивались с результатами «консервативных», и традиционной MIRD-, методик, в соответствии с приведенными выше основаниями, только для интервала времени = СП.

## 2. Метод расчёта поглощённой дозы в ЩЖ

Расчёт ПД в ЩЖ – $D^{Tir}(T_{lim})$ – производится в рамках «Модели редукции массы ЩЖ», в соответствии с MIRD–подходом, в котором учёт изменения по времени значения дозового S-фактора поглощения для ЩЖ осуществляется следующим образом. При расчете ПД в ЩЖ на выбранном временном интервале СП ($T_{lim} = 30 - 40$ сут) расчетная формула разбивается на 2 части:

$$D^{Tir}(T_{lim}) = \int_0^{T_{max}} S_{Tir}[m(\tau)] \cdot A^{Tir}(\tau) d\tau + \int_{T_{max}}^{T_{lim}} S_{Tir}[m(\tau)] \cdot A^{Tir}(\tau) d\tau = D_1^{Tir} + D_2^{Tir}; \quad (2.1)$$

где $S_{Tir}[m(\tau)]$ – S-фактор для выбранной геометрии изучаемой ЩЖ, с переменной по времени массой. На интервале $[0, T_{max}]$, принимается $m(\tau) = m_0$, т.е. резонно полагается, что активная часть массы ЩЖ здесь не изменяется:

$$S_{Tir}[m(\tau)] \approx S_{Tir}[m_0]; \quad (2.2)$$

И с учетом значений активности на этом интервале, формула (1.2), получается:

$$D_1^{Tir} = \frac{A_{max}^{Tir} \cdot T_{max}}{2} \cdot S_{Tir}[m_0]; \quad (2.3)$$

Второе слагаемое $D_2^{Tir}$ вычисляется следующим образом: сначала согласно формуле (1.2) рассчитывается кривая терапевтической кинетики $^{131}$I в ЩЖ, $A^{Tir}(t)$ – на интервале времени $[T_{max}, T_{lim}]$. Далее, на основе выбранной аппроксимации для S-факторов по массе (см. ниже), рассчитывается зависимость S-фактора от времени, т.е.. функция $S_{Tir}[m(t)]$, с использованием формулы (1.6) для меняющейся со временем массы ЩЖ. Расчёты производятся на дискретной сетке по времени, в соответствии с принятой формулой аппроксимации второго слагаемого $D_2^{Tir}$ по схеме «прямоугольник»:

$$D_2^{Tir} \approx \left\{ \sum_{l=1}^{N-1} S_{Tir}[m(t_l)] \cdot A^{Tir}(t_l) \right\} \cdot \Delta t; \quad (2.4)$$

где: $S_{Tir}[m(t_l)]$ – значения S-фактора для текущего значения массы ЩЖ (формула 1.6) в момент времени $t_l$; $A^{Tir}(t_l)$ – значение активности, (формула 1.2), в момент времени $t_l$; $\Delta t$ – шаг разбиения временного интервала интегрирования $[T_{max}, T_{lim}]$:

$$\Delta t = \frac{T_{lim} - T_{max}}{N - 1}; \quad (2.5)$$

где $N$ – общее количество узлов разбиения.

## 3. Алгоритм определения терапевтической активности по планируемой ПД

Одной из важнейших задач дозиметрического планирования РЙТ является определение такой терапевтической активности, которая соответствует запланированной (средней) ПД в ЩЖ. В частности, в клинике МРНЦ для рассматриваемой здесь группы больных гипертиреозом (группа №1), исследованных на гамма-камере, решалась задача определения значения терапевтической активности для каждого пациента, соответствующей достижению у них аблативной ПД в ЩЖ=300 Гр. Наша задача в данном случае – сравнить рассчитанные в клинике в соответствии с традиционным MIRD-подходом (при фиксированном значении массы ЩЖ) аблативные значения терапевтической активности и значения этой же активности, рассчитав их по «Модели редукции массы ЩЖ».

В традиционном MIRD-подходе рассчитываемое значение ПД в ЩЖ, в силу линейной связи, прямо пропорционально вводимой активности $A_0$. Поэтому значение потребной вводимой активности $A_0$ для какой-либо запланированной ПД в ЩЖ прямо рассчитывается из простой пропорции – «ПД/активность $A_0$», [8, 10]. В то же время, для «Модели редукции массы ЩЖ» характерна нелинейная зависимость ПД от ЩЖ вводимой активности $A_0$. Это видно из цепочки соответствующих соотношений (1.2-1.6 и 2.1).

Таким образом, при определении $A_0$ из условия достижения заданной ПД в ЩЖ (например, 300 Гр) её следует вычислять, как корень неявного трансцендентного уравнения вида:

$$A_0^{300} = root\left\{D^{Tir}(T_{lim}) - 300\ \text{Гр}\right\}_{0 \le A_0 < \infty}; \qquad (3.1)$$

В разделе 4 приведены результаты расчёта соответствующих аблативных активностей $^{131}$I для группы №1, и дано их сравнение со значениями активностей, рассчитанных в клинике по традиционной схеме (MIRD-методика с фиксированной массой ЩЖ).

ПРИЛОЖЕНИЕ

**Аппроксимация дозового S-фактора поглощения излучения $^{131}$I в зависимости от массы ЩЖ**

В данной работе применена следующая формула аппроксимации зависимости S-факторов для $^{131}$I от массы (m) ЩЖ.

$$S_{Tir}[m(\tau)] = \tilde{S}_{Tir}.exp\{-[a.(m(\tau) - \tilde{m})^3 + b \cdot (m(\tau) - \tilde{m})^2 + \\ +c.(m(\tau) - \tilde{m})]\}; \quad (3.2)$$

В этой формуле $S_{Tir}$, $\tilde{m}$, a, b, c – искомые константы аппроксимации.

В качестве базовых значений аппроксимации были использованы значения S-фактора из таблицы 1 работы [32]; в этой статье приведены результаты расчётов методом Монте-Карло для ряда значений массы ЩЖ до 20 г, доли которой моделировались эллипсоидами. Если начальная масса ЩЖ больше 20 г, то производилась аппроксимация S-факторов для долей ЩЖ на основе их базовых значений, рассчитанных методом Монте-Карло для серии сферических моделей долей ЩЖ, которые приведены в таблице 3 работы [33].

Для значений массы ЩЖ меньше 40 г:

$\tilde{S}_{Tir} = 0{,}52\ \frac{\text{Гр}}{\text{мКи·час}}$; $\tilde{m}$ = 8,0 г; a = 2,08 · $10^{-5}$; b = - 2,30 · $10^{-3}$; c = 1,01 · $10^{-1}$.

Для значений массы ЩЖ от 40 до 100 г:

$\tilde{S}_{Tir} = 0{,}11\ \frac{\text{Гр}}{\text{мКи·час}}$; $\tilde{m}$ = 40 г; $a = 1{,}80 \cdot 10^{-6}$; $b = -2{,}80 \cdot 10^{-4}$; $c = 2{,}47 \cdot 10^{-2}$.

Для значений массы ЩЖ от 100 до 300 г:

$\tilde{S}_{Tir} = 0{,}074\ \frac{\text{Гр}}{\text{мКи·час}}$; $\tilde{m}$ = 60 г; $a = 1{,}40 \cdot 10^{-7}$; $b = -6{,}70 \cdot 10^{-5}$; $c = 1{,}43 \cdot 10^{-2}$.

Необходимость использования приведенной аппроксимации обусловлена тем, что, несмотря на то, что геометрический фактор поглощения в таких больших объёмах ЩЖ, которые фиксируются у исследуемых больных, близок к 1, соответствующая зависимость табличных значений для S-фактора от массы ЩЖ, [32, 33], не следует закону ($1/m_{tir}$), как должно было здесь ожидать и эффективно использовать. Поэтому из соображений аккуратного использования расчётных данных было принято решение использовать функциональные приближения с минимальной погрешностью; здесь, в частности, получено, что максимум отклонений аппроксимированных значений от табличных не превышает 2%.

## 4. Исследование дозиметрических характеристик больных, проходивших РЙТ по поводу гипертиреоза

Разработанная методика расчёта динамики массы ЩЖ, активности $^{131}$I, и ПД в ней, а также метод расчёта терапевтической активности по заданной ПД, были реализованы посредством созданных авторами численных программ, составленных на языке высокого уровня ФОРТРАН. Методики апробированы на материале клинико-диагностических исследований (включая повремённые радиометрические), проведенных для двух групп пациентов, проходивших РЙТ по поводу гипертиреоза в клинике Медицинского радиологического научного центра им. А.Ф. Цыба МЗ РФ (далее - МРНЦ). Группа №1 больных гипертиреозом (всего – 23 человека), у которых повремённое накопление-выведение индикаторного $^{131}$I в ЩЖ, и в теле в целом, изучалось специалистами «НМИЦ эндокринологии» МЗ РФ (далее НМИЦЭ) и МРНЦ на гамма-камере Discovery NM/CT 670 (производство корпорации GE Healthcare) в режиме планарной сцинтиграфии. Полученные данные по группе: интервал времён измерения составил [1,3; 49] ч; вариация исходных объёмов ЩЖ по группе составляет [13,9; 83,8] мл; вариация измеренных значений накопленной индикаторной активности $^{131}$I в ЩЖ больных составляет интервал [72; 1290] кБк и вариация измеренных значений относительного накопления-выведения составляет интервал [0,12; 0,78] – для интервала значений введенной индикаторной активности $^{131}$I [744; 1777] кБк; вариация назначенных больным терапевтических активностей РЙТ, рассчитанных сотрудниками МРНЦ и НМИЦЭ в соответствии с MIRD-подходом, составила [7,6; 26,2] мКи.

Группа № 2 больных гипертиреозом (всего – 51 человек), у которых повремённое накопление-выведение индикаторного радиойода в ЩЖ изучалось посредством прицельной радиометрии с использованием Гамма-спектрометра «Мультирад - гамма» (производитель ООО НТЦ «Амплитуда»). Полученные данные по группе: интервал

времён радиометрии составил [2; 72] ч; вариация исходных объёмов ЩЖ по группе составляет [10,5; 167] мл; вариация измеренных значений относительного накопления индикаторной активности $^{131}$I в ЩЖ больных (без учёта распада радионуклида) составляет интервал [0,21; 0,99] – для интервала значений введенной индикаторной активности $^{131}$I [72; 1290] кБк; вариация назначенных терапевтических активностей РЙТ составила [1,5; 29] мКи.

Содержание и характеристика указанных клинико-экспериментальных радиометрических исследований здесь не приводится, т.к. они не являлась предметом настоящего исследования; эти сведения отражены в соответствующих отчётах НИР НМИЦЭ и МРНЦ и частично в их публикациях.

Результаты численной идентификации кинетических параметров 4-ЛКМ (данные по константам обмена не приводятся) и, попутно, в целях сравнения – значения S-факторов для исходных масс ЩЖ, представлены в таблицах 4.1-4.2 в вариациях по группам.

Таблица 4.1 – Вариации рассчитанных кинетических параметров и S-факторов по группе № 1

| № пп | Параметр | $I_{max}$ ($T_{max}$, час) | $T_{max}$ (час) | $T_{эфф}$, час | $S_{Tir}^{m_0}$, $\frac{Gy}{mCi \cdot hr}$, |
|---|---|---|---|---|---|
| | Вариация по группе | 0,16-0,8 | 5-27 | 47-188 | 0,055-0,31 |

Таблица 4.2 – Вариации рассчитанных кинетических параметров и S-факторов по группе № 2

| № пп | Параметр | $I_{max}$ ($T_{max}$, час) | $T_{max}$ (час) | $T_{эфф}$, час | $S_{Tir}^{m_0}$, $\frac{Gy}{mCi \cdot hr}$. |
|---|---|---|---|---|---|
| | Вариация по группе | 0,41-0,99 | 3-28 | 56-171 | 0,03-0,41 |

Обращает на себя внимание большая вариативность по когортам больных: S-факторов, времён и значений максимального относительного накопления радиойода – $I_{max} = A_{max}/A_0$, $T_{эфф}$ – факторов, которые в значительной степени определяют итоговую ПД в ЩЖ. Тем самым, ещё раз подтверждается существенно индивидуальный характер кинетики терапевтического радиойода в организме больных тиреотоксикозом, определяющий значительной разброс по популяции пациентов итоговых ПД в ЩЖ, даже при близких терапевтических активностях $^{131}$I. Сравнительные результаты расчетов ПД в ЩЖ по модели редукции и консервативным схемам представлены в таблицах 4.3 и 4.4. Принятые обозначения: $D_{Tir}^{(1)}$– ПД, рассчитанные по «1-точечной модели», [34]; $D_{Tir}^{MQ}$ – ПД, рассчитанные по формуле Маринелли-Кимби (Хайна-Браунелла), [6]; $D_{Tir}^{MIRD(\infty)}$– ПД, рассчитанные в соответствии с MIRD-методологией с фиксированной массой ЩЖ при

$T_{lim} = \infty$; $D_{Tir}^{MIRD(T_{lim})}$– ПД, рассчитанные в соответствии MIRD – методологией с фиксированной массой ЩЖ при $T_{lim} = 40$ сут; $D_{Tir}^{Re}$**:** ПД, рассчитанные в соответствии с предлагаемой методикой учёта редукции массы ЩЖ при $T_{lim} = 40$ сут.

Таблица 4.3 – Сравнительные значения ПД в ЩЖ больных группы №1

| № пп | Пациент ФИО | ПД по модели редукции массы ЩЖ, $D_{Tir}^{Re}$, Гр | $D_{Tir}^{(1)}$, Гр (1-точечная модель) | Относительное отклонение ПД (1-точечная модель) $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{(1)}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MQ}$, Гр (модель Маринелли-Куимби) | Относительное отклонение ПД (модель Маринелли-Кимби) $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{MQ}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MIRD(\infty)}$, Гр MIRD-схема интервал $[0, \infty)$ | Относительное отклонение ПД $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{MIRD(\infty)}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MIRD(Tlim)}$, Гр MIRD-схема интервал $[0, T_{lim})$ | Относительное отклонение ПД $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{MIRD(T_{lim})}}{D_{Tir}^{Re}}$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | А. Д. Р. | 220,14 | 182,94 | 0,17 | 199,00 | 0,10 | 185,00 | 0,16 | 183,44 | 0,17 |
| 2 | Б. О. В. | 182,36 | 149,83 | 0,18 | 144,36 | 0,21 | 143,15 | 0,22 | 142,50 | 0,22 |
| 3 | Б. Е. Н. | 250,03 | 302,08 | 0,21 | 185,82 | 0,26 | 187,42 | 0,25 | 187,38 | 0,25 |
| 4 | В. Л. Н. | 242,53 | 210,94 | 0,13 | 202,39 | 0,17 | 196,95 | 0,19 | 196,08 | 0,19 |
| 5 | Д. Л.И. | 253,31 | 224,51 | 0,11 | 233,09 | 0,08 | 217,64 | 0,14 | 216,19 | 0,15 |
| 6 | Е. А.С. | 106,75 | 121,10 | 0,13 | 87,81 | 0,18 | 85,51 | 0,20 | 85,44 | 0,20 |
| 7 | Ж.Л.Д | 205,90 | 299,34 | 0,45 | 147,81 | 0,28 | 153,33 | 0,26 | 153,33 | 0,26 |
| 8 | З. В.В. | 388,45 | 265,54 | 0,32 | 355,54 | 0,08 | 333,58 | 0,14 | 326,76 | 0,16 |
| 9 | К. А.А. | 210,59 | 211,38 | 0,05 | 160,44 | 0,28 | 166,44 | 0,25 | 166,27 | 0,25 |
| 10 | К. И.В. | 204,76 | 196,49 | 0,04 | 143,87 | 0,30 | 149,95 | 0,27 | 149,83 | 0,27 |
| 11 | К. А.В | 246,06 | 307,72 | 0,25 | 175,46 | 0,29 | 191,96 | 0,22 | 191,94 | 0,22 |
| 12 | Н.О.В. | 146,89 | 146,72 | 0,01 | 134,12 | 0,09 | 131,66 | 0,10 | 131,22 | 0,11 |
| 13 | Н. Е.М. | 332,25 | 192,81 | 0,42 | 284,51 | 0,14 | 274,92 | 0,17 | 266,84 | 0,20 |
| 14 | П. С.Л. | 405,49 | 514,43 | 0,27 | 308,63 | 0,24 | 321,57 | 0,21 | 321,51 | 0,21 |
| 15 | П. А.Г. | 414,83 | 360,48 | 0,13 | 334,48 | 0,19 | 313,90 | 0,24 | 312,78 | 0,25 |
| 16 | Р. А.П. | 202,78 | 170,02 | 0,16 | 186,45 | 0,08 | 176,07 | 0,13 | 174,53 | 0,14 |
| 17 | С. Н.П. | 91,86 | 131,50 | 0,43 | 73,94 | 0,20 | 74,41 | 0,19 | 74,40 | 0,19 |
| 18 | С.Е.Ю. | 218,22 | 337,87 | 0,55 | 126,44 | 0,42 | 148,67 | 0,32 | 148,67 | 0,32 |
| 19 | У. Т.А. | 287,68 | 357,34 | 0,11 | 233,73 | 0,19 | 223,46 | 0,22 | 222,73 | 0,23 |
| 20 | У. М.С. | 242,98 | 147,62 | 0,39 | 219,01 | 0,10 | 212,86 | 0,12 | 206,50 | 0,16 |
| 21 | Х. И.В. | 220,99 | 213,94 | 0,03 | 200,29 | 0,09 | 186,47 | 0,16 | 185,75 | 0,16 |
| 22 | Х. М.В. | 174,25 | 279,82 | 0,61 | 150,69 | 0,14 | 155,54 | 0,11 | 155,53 | 0,11 |
| 23 | Ч. Т.Ю. | 103,42 | 66,69 | 0,36 | 86,11 | 0,17 | 85,24 | 0,18 | 83,71 | 0,19 |
| Вариация | | 91,8-414,8 | 66,7-514,4 | 0,01-0,60 | 73,9-355,5 | 0,08-0,42 | 74,4-333,6 | 0,10-0,31 | 74,4-326,8 | 0,11-0,32 |

Из результатов расчётов (таблица 4.3) следует, что относительные отклонения значений ПД, рассчитанных в рамках «Модель редукции массы ЩЖ» от ПД, рассчитанных в рамках традиционных методик, варьируют: для 1-точечной модели – в интервале [1; 60] %; для модели Маринелли-Кимби в интервале – [8; 42] %; для MIRD-подхода – в интервале [10; 32] %.

Таблица 4.4 – Сравнительные значения ПД в ЩЖ больных группы №2

| № пп | Пациент ФИО | ПД по модели редукции массы ЩЖ, $D_{Tir}^{Re}$, Гр | $D_{Tir}^{(1)}$, Гр (1-точечная модель) | Относительное отклонение ПД (1-точечная модель) $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{(1)}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MQ}$, Гр (модель Маринелли-Кимби) | Относительное отклонение ПД (модель Маринелли-Куимби) $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{(1)}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MIRD(\infty)}$, Гр MIRD-схема интервал $[0, \infty)$ | Относительное отклонение ПД $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{MIRD(\infty)}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MIRD(Tlim)}$, Гр MIRD-схема интервал $[0, T_{lim})$ | Относительное отклонение ПД $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{MIRD(Tlim)}}{D_{Tir}^{Re}}$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | Т. Э. В. | 159 | 117,75 | 0,26 | 158,67 | 0,01 | 157,93 | 0,01 | 152,83 | 0,04 |
| 2 | П. А. И. | 140,2 | 124,62 | 0,11 | 122,19 | 0,13 | 168,82 | 0,20 | 163,43 | 0,17 |
| 3 | С. Т. В. | 126,5 | 168,20 | 0,33 | 95,92 | 0,24 | 242,34 | 0,92 | 234,69 | 0,86 |
| 4 | Г. А.Л | 10,21 | 13,59 | 0,33 | 8,37 | 0,18 | 19,44 | 0,90 | 18,81 | 0,84 |
| 5 | К. В.М | 148,8 | 167,45 | 0,13 | 110,25 | 0,26 | 241,05 | 0,62 | 233,39 | 0,57 |
| 6 | К. Г.А | 128,6 | 117,22 | 0,09 | 128,76 | 0,01 | 174,20 | 0,35 | 168,67 | 0,31 |
| 7 | К. Н.Л | 40,49 | 68,80 | 0,69 | 54,43 | 0,34 | 81,56 | 1,00 | 79,07 | 0,94 |
| 8 | А. Н.Ю | 183,4 | 192,81 | 0,05 | 146,90 | 0,20 | 288,16 | 0,57 | 279,09 | 0,52 |
| 9 | С. С.Н | 163,2 | 127,40 | 0,22 | 124,91 | 0,23 | 158,44 | 0,03 | 153,61 | 0,06 |
| 10 | О. Т.А | 69,11 | 64,19 | 0,07 | 30,42 | 0,56 | 76,09 | 0,10 | 73,88 | 0,07 |
| 11 | С. Т.В | 114,2 | 168,20 | 0,47 | 83,47 | 0,27 | 184,39 | 0,61 | 178,90 | 0,57 |
| 12 | Н. А.Р | 74,72 | 57,95 | 0,22 | 61,89 | 0,17 | 85,02 | 0,14 | 82,32 | 0,10 |
| 13 | Р. Т.В | 259 | 124,36 | 0,52 | 146,38 | 0,43 | 145,74 | 0,44 | 141,49 | 0,45 |
| 14 | Ж. Т.И | 112,7 | 164,49 | 0,46 | 96,51 | 0,14 | 225,10 | 1,00 | 218,09 | 0,94 |
| 15 | Л. А.В | 141,1 | 135,28 | 0,04 | 81,91 | 0,42 | 145,24 | 0,03 | 141,02 | 0,01 |
| 16 | С. А.В | 94,02 | 125,16 | 0,33 | 81,66 | 0,13 | 166,63 | 0,77 | 161,28 | 0,72 |
| 17 | Ж. Е.Н | 115,3 | 123,87 | 0,07 | 98,25 | 0,15 | 158,62 | 0,38 | 153,74 | 0,33 |
| 18 | Д. Н.Ф | 153,6 | 166,90 | 0,09 | 139,02 | 0,09 | 223,31 | 0,45 | 216,14 | 0,41 |
| 19 | Д. Н.В | 87,73 | 121,76 | 0,39 | 72,78 | 0,17 | 161,95 | 0,85 | 156,76 | 0,79 |
| 20 | Д. О.И | 107,1 | 117,03 | 0,09 | 97,48 | 0,09 | 158,99 | 0,48 | 153,88 | 0,44 |
| 21 | С. Н.Г | 95,15 | 124,92 | 0,31 | 81,50 | 0,14 | 168,70 | 0,77 | 163,23 | 0,72 |
| 22 | И. Е.А | 138,1 | 162,46 | 0,18 | 145,09 | 0,05 | 226,06 | 0,64 | 218,87 | 0,58 |
| 23 | К. Т.А | 188 | 164,68 | 0,12 | 167,64 | 0,11 | 212,14 | 0,13 | 205,44 | 0,09 |
| 24 | З. А.В | 147,4 | 164,64 | 0,12 | 123,03 | 0,17 | 236,28 | 0,60 | 228,90 | 0,55 |
| 25 | Б. Л.И | 202,8 | 162,95 | 0,20 | 186,47 | 0,08 | 220,87 | 0,09 | 213,82 | 0,05 |
| 26 | К. Т.А | 207,8 | 204,47 | 0,02 | 192,44 | 0,07 | 278,14 | 0,34 | 269,26 | 0,30 |
| 27 | А. Р.С | 335,7 | 248,87 | 0,26 | 254,90 | 0,24 | 344,35 | 0,03 | 333,79 | 0,01 |
| 28 | Ж. Л.А | 228,2 | 208,69 | 0,09 | 207,67 | 0,09 | 277,88 | 0,22 | 268,93 | 0,18 |
| 29 | Б. Н.Р | 107,9 | 96,23 | 0,11 | 94,35 | 0,13 | 133,85 | 0,24 | 129,56 | 0,20 |
| 30 | Ш. И.В | 110,7 | 110,03 | 0,01 | 91,05 | 0,18 | 147,55 | 0,33 | 142,74 | 0,29 |
| 31 | К. Т.Т | 132 | 136,96 | 0,04 | 125,31 | 0,05 | 197,32 | 0,49 | 191,09 | 0,45 |
| 32 | Б. Т.А | 66,97 | 101,71 | 0,52 | 45,40 | 0,32 | 132,71 | 0,98 | 128,73 | 0,92 |
| 33 | К. Г.М | 180,6 | 164,87 | 0,09 | 154,45 | 0,14 | 228,35 | 0,26 | 221,04 | 0,22 |
| 34 | Ш. И.А | 200,7 | 165,08 | 0,18 | 164,26 | 0,18 | 237,66 | 0,18 | 230,29 | 0,15 |
| 35 | В. Н.Г | 134,7 | 123,59 | 0,08 | 151,78 | 0,13 | 188,46 | 0,40 | 182,54 | 0,36 |
| 36 | Ф. С.Ю | 109,3 | 205,94 | 0,88 | 96,59 | 0,12 | 256,42 | 1,35 | 248,52 | 1,27 |
| 37 | Л. Л.М | 285,1 | 193,41 | 0,32 | 243,51 | 0,15 | 279,92 | 0,02 | 271,03 | 0,05 |
| 38 | К. Ю.К | 79,47 | 84,18 | 0,06 | 106,18 | 0,34 | 134,83 | 0,70 | 130,59 | 0,64 |
| 39 | Б. Н.И | 170,8 | 212,57 | 0,24 | 142,50 | 0,17 | 301,57 | 0,77 | 291,85 | 0,71 |
| 40 | К. Н.С | 196,3 | 203,46 | 0,04 | 160,49 | 0,18 | 299,67 | 0,53 | 290,11 | 0,48 |
| 41 | Л. Л.М | 72,65 | 168,00 | 1,31 | 65,37 | 0,10 | 233,76 | 2,22 | 226,35 | 2,12 |

Продолжение таблицы 4.4

| № пп | Пациент ФИО | ПД по модели редукции массы ЩЖ, $D_{Tir}^{Re}$, Гр | $D_{Tir}^{(1)}$, Гр (1-точечная модель) | Относительное отклонение ПД (1-точечная модель) $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{(1)}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MQ}$, Гр (модель Маринелли-Кимби) | Относительное отклонение ПД (модель Маринелли-Куимби) $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{(1)}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MIRD(\infty)}$, Гр MIRD-схема интервал $[0, \infty)$ | Относительное отклонение ПД $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{MIRD(\infty)}}{D_{Tir}^{Re}}$ | $D_{Tir}^{MIRD(T_{lim})}$, Гр MIRD-схема интервал $[0, T_{lim}]$ | Относительное отклонение ПД $\frac{D_{Tir}^{Re} - D_{Tir}^{MIRD(T_{lim})}}{D_{Tir}^{Re}}$ |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| 42 | К. Т.Т | 50,92 | 48,65 | 0,04 | 47,70 | 0,06 | 66,86 | 0,31 | 64,68 | 0,27 |
| 43 | Б. Н.Р | 156,2 | 167,71 | 0,07 | 113,56 | 0,27 | 248,17 | 0,59 | 240,28 | 0,54 |
| 44 | Б. Т.А | 162,3 | 162,71 | 0,01 | 206,45 | 0,27 | 219,04 | 0,35 | 211,92 | 0,31 |
| 45 | З. А.В | 115,6 | 153,30 | 0,33 | 93,73 | 0,19 | 228,09 | 0,97 | 220,90 | 0,91 |
| 46 | Б. Л.И | 257,1 | 166,38 | 0,35 | 195,85 | 0,24 | 253,66 | 0,01 | 245,67 | 0,04 |
| 47 | Б. А.В | 215 | 255,27 | 0,19 | 183,32 | 0,15 | 354,97 | 0,65 | 343,58 | 0,60 |
| 48 | С. С.К | 158,9 | 207,38 | 0,31 | 139,19 | 0,12 | 306,10 | 0,93 | 296,40 | 0,87 |
| 49 | В. Н.Г | 226,8 | 204,51 | 0,10 | 139,54 | 0,38 | 318,04 | 0,40 | 308,13 | 0,36 |
| 50 | М. О.П | 245 | 250,00 | 0,02 | 228,73 | 0,07 | 350,07 | 0,43 | 338,94 | 0,38 |
| 51 | Н. С.В | 173,6 | 175,19 | 0,01 | 162,58 | 0,06 | 257,74 | 0,48 | 249,62 | 0,44 |
| Вариация | | 10,21-335,7 | 13,6-255,3 | 0,01-0,69 | 8,4-154,9 | 0,01-0,56 | 19,44-354,9 | 0,01-1,00 | 18,8-343,6 | 0,01-2,12 |

Из результатов таблицы 4.4 следует, что относительное отклонение значений ПД, для группы № 2, рассчитанных в рамках «Модель редукции массы ЩЖ» от ПД, рассчитанных в рамках традиционных методик, варьирует: для 1-точечной модели – в интервале [1; 69] %; для модели Маринелли-Кимби – в интервале [1; 56] %; для MIRD-подхода – в интервале [1; 222] %. Здесь также необходимо отметить, что «стартовые» данные для расчёта ПД – реконструированные параметры кинетики – были одинаковы для всех этих методик (получены использованием единого алгоритма), то, таким образом, полученное различие традиционных методов и «Модели редукции массы ЩЖ» является методически безупречным, а, следовательно, принципиальным. Наименьшие значения расхождений в значениях ПД традиционных методик и «Модели редукции», менее 5 %, обусловлены низким уровнем облучения ткани ЩЖ, и, соответственно, несущественными изменениями в их массах в течение СП, что сблизило итоговые значения ПД обоих подходов. Результаты обеих таблиц свидетельствуют также, что, поскольку максимальное относительное уклонение в значениях ПД для обеих групп больных демонстрирует значительные величины – от 32 % до 222 %, следует признать безусловную необходимость замены этих традиционных методик расчёта ПД в ЩЖ больных гипертиреозом на методику, опирающуюся на «Модель редукции массы ЩЖ». В показательных целях, чтобы продемонстрировать порядок изменения массы ЩЖ в течение СП, были проведены расчёты динамики масс ЩЖ для обеих групп при СП = 720 ч (1 месяц). В результате показано, что по группе № 1 убыль массы ЩЖ варьирует в

интервале [3,1 – 25,3] %, причём, почти у половины из них она достигает [10 – 20] % и более от начальной массы. Убыль массы ЩЖ в течение СП по группе № 2 варьирует в интервале [0,7 – 22,4] % от начальной массы, причём, у 25 % из них убыль достигает [10 – 20] % и более от начальной массы.

Далее, в рамках предложенной методики «Модель редукции массы ЩЖ» были рассчитаны значения терапевтической активности $^{131}$I для группы №1, исходя из планируемой терапевтической ПД в ЩЖ =300 Гр. Данная ПД – суть аблативная терапевтическая доза. Этот расчёт был сделан с целью сравнения полученных значений активностей со значениями активностями, рассчитанными в клинике, исходя их заданной аблативной ПД. Результаты представлены в таблице 4.5. Принятые обозначения: $A^0_{clinic}$– активности, рассчитанные специалистами в клинике в соответствии с MIRD – методологией, с фиксированной массой ЩЖ, при $T_{lim} = \infty$; $A^{red}_0$– активности, рассчитанные по «Модели редукции массы ЩЖ» в соответствии с алгоритмом решения уравнения (3.1).

Из таблицы следует, что терапевтические активности, вычисленные в рамках методики «Модель редукции массы ЩЖ», и активности, вычисленные по традиционной MIRD-методике, применяемой в клинике, демонстрирует значительное относительные отклонения [5; 67] %, причём, расхождение может быть и в ту и другую сторону. В таком случае заниженные значение активности, вычисленные по традиционной MIRD-методике, могут не обеспечить цели РЙТ – достижение аблации ткани ЩЖ, или в другом варианте планирования – более желательного умеренного исхода РЙТ – приведения ЩЖ в эутиреоидное состояние. В случае же завышенных значений активности есть вероятность «пережога ЩЖ», с вероятным большим количеством исходов в гипотиреоз. Помимо этого, в случаях повышенных активностей будет иметь место совершенно нежелательное избыточное облучение ряда критических органов пациента, а также – уровней облучения лиц, с которыми он будет контактировать после выписки из клиники.

Таблица 4.5 – Сравнительные значения рассчитанных терапевтических активностей для группы №1, исходя из планируемой терапевтической ПД в ЩЖ =300 Гр

| № пп | Пациент ФИО | Масса ЩЖ, $m_0$, г | $T_{\text{Эфф}}$, час | $A^0_{clinic}$, мКи | $A^{red}_0$, мКи | $\frac{A^0_{clinic} - A^{red}_0}{A^{red}_0}$ |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 1 | А. Д. Р. | 18,4 | 138,0 | 10,05 | 13,50 | 0,26 |
| 2 | Б. О. В. | 51,7 | 122,0 | 26,08 | 40,40 | 0,35 |

| | | | | | | |
|---|---|---|---|---|---|---|
| 3 | Б. Е. Н. | 33,8 | 78,0 | 17,19 | 20,52 | 0,16 |
| 4 | В. Л. Н. | 41,9 | 122,0 | 23,84 | 29,00 | 0,18 |
| 5 | Д. Л.И. | 29,4 | 132,0 | 13,84 | 16,25 | 0,15 |
| 6 | Е. А.С. | 19,6 | 92,0 | 7,76 | 21,10 | 0,63 |
| 7 | Ж.Л.Д | 33,1 | 63,0 | 16,16 | 23,35 | 0,31 |
| 8 | З. В.В. | 13,9 | 170,0 | 7,59 | 5,91 | 0,29 |
| 9 | К. А.А. | 52 | 96,0 | 15,46 | 21,70 | 0,29 |
| 10 | К. И.В. | 58,6 | 93,0 | 20,97 | 20,05 | 0,05 |
| 11 | К. А.В | 46,1 | 72,0 | 26,27 | 21,70 | 0,21 |
| 12 | Н.О.В. | 37,5 | 116,0 | 23,51 | 44,00 | 0,47 |
| 13 | Н. Е.М. | 56,1 | 187,0 | 19,70 | 18,00 | 0,09 |
| 14 | П. С.Л. | 14,1 | 76,0 | 11,51 | 8,56 | 0,35 |
| 15 | П. А.Г. | 29,7 | 118,0 | 20,16 | 14,59 | 0,38 |
| 16 | Р. А.П. | 15,4 | 139,0 | 11,19 | 16,20 | 0,31 |
| 17 | С. Н.П. | 16,9 | 71,0 | 15,43 | 47,20 | 0,67 |
| 18 | С.Е.Ю. | 21,9 | 48,0 | 15,81 | 21,60 | 0,27 |
| 19 | У. Т.А. | 19,2 | 115,0 | 9,89 | 9,26 | 0,07 |
| 20 | У. М.С. | 59,5 | 189,0 | 21,22 | 35,36 | 0,40 |
| 21 | Х. И.В. | 22,3 | 119,0 | 12,62 | 16,87 | 0,25 |
| 22 | Х. М.В. | 24,9 | 68,0 | 11,73 | 19,90 | 0,41 |
| 23 | Ч. Т.Ю. | 83,8 | 164,0 | 23,43 | 50,57 | 0,54 |
| Вариация | | 13,9 - 83,8 | 48,0 - 189,0 | 7,59 - 26,27 | 5,91 - 50,57 | 0,05-0,67 |

**Заключение**

1. Учёт редукции массы ЩЖ в процессе дозиметрического анализа или планирования РЙТ, является обязательным, поскольку в противном случае ошибка в определении ПД, рассчитанной согласно MIRD-подхода, фиксирующего массу ЩЖ, может достигать значительных величин – вплоть до 222 % по сравнению с ПД по «Модели редукции».

2. Расчёт планируемых терапевтических активностей для варианта РЙТ с назначаемой ПД в ЩЖ – в постановке традиционного MIRD-подхода (с фиксированием массы ЩЖ) вести неправомерно: соответствующая ошибка может достигать значительных величин – вплоть до 67 % от величин активностей $^{131}$I, рассчитанных по «Модели редукции».

## ЛИТЕРАТУРА

1. Sisson J.C., Avram A.M., Rubello D., et ell. Radioiodine treatment of hyperthyroidism: fixed or calculated doses; intelligent design or science? // Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging, 2007.vol. 34, p.1129-1130.

2. Kok S.W., Smit J.W., De Craen A.J.M., et ell. Clinical outcome after standardized versus dosimetric radioiodine treatment of hyperthyroidism – an equivalence study// Nucl. Medicine Comm. 2000. – Vol. 21, № 11, – p. 1071-1078.

3. Thientunyaki T., Thongmak S., Premprapha T. Comparative Evaluation of Two Different Dosage Calculation Protocols of Iodine-131 in the Treatment of Hyperthyroidism// J. Med. Assoc. Thai. 2010, Vol.93, № 8, p. 969-977.

4. Древаль А.В., Цыб А.Ф., Гарбузов П.И., и соавт. Эффективность лечения диффузного токсического зоба в зависимости от расчетной терапевтической активности радиоактивного йода // Проблемы Эндокринологии. 2007, Т. 53, № 2. С. 45-48.

5. Peters H., Fischer C., Bogner U., et ell. Radioiodine therapy of Graves' hyperthyroidism: standard vs. calculated 131 iodine activity. Results from a prospective, randomized, multicentre study// Eur. J. of Clinical Investigation, 1995, Vol. 25, № 3, p.186-193.

6. Котеров А.Н., Ушенкова Л.Н., Зубенкова Э.С., и соавт. Риск рака щитовидной железы после воздействия $^{131}$I: объединенный анализ экспериментальных и эпидемиологических данных за семь десятилетий. Сообщение 2. Обзор методов внутренней дозиметрии и определения поглощенной дозы облучения щитовидной железы // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2017, Т. 62, № 4. С. 31-65.

7. Клёпов А.Н., Кураченко Ю.А., Матусевич Е.С., и соавт. Применение методов математического моделирования в ядерной медицине/ Под ред. д.ф.-м.н. Е.С. Матусевича. – Обнинск: Из-во «СОЦИН», 2006. – 204 с.

8. Цыб А.Ф., Древаль А.В., Гарбузов П.И., Клёпов А.Н., Доля О.П. (Александрова), и соавт. Радиойодтерапия тиреотоксикоза: руководство. / – М.: Из-во «Гоэтар-Медиа», 2009. – 160 с.

9. Hänscheid H., Canzi C., Eschner W., et ell. EANM dosimetry committee series on standard operational procedures for pretherapeutic dosimetry II: Dosimetry prior to radioiodine therapy of benign thyroid diseases // Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging. 2013, Vol. 40, № 7, p.1126 –1134.

10. Власова О.П., Клёпов А.Н., Гарбузов П.И., Александрова О.П., и соавт. Зависимость «доза – эффект» при радионуклидной терапии $^{131}$I пациентов с заболеваниями щитовидной железы // Мед. радиол. и радиационная безопасность, 2009, т.54, №1, с.47–55.

11. Bockish A., Jamitzky T., Derwanz R., et ell. Optimized dose Planning of Radioiodine Therapy of Benign Thyroidal Diseases. // J. Nucl. Med., 1993, Vol. 34, №10. P.1632–1640.

12. Berg G.E.B., Michanek A.M.K., Holmberg E.C.V., et ell. Iodine-131 treatment of hyperthyroidism: significance of effective half-life measurements // J. Nucl. Med., 1996, Vol.37, № 2, p. 228-232.

13. Jönsson H., Mattsson S.. Excess radiation absorbed doses from non-optimised radioiodine treatment of hyperthyroidism // Radiat. Prot. Dosimetry. 2004, Vol.108, № 2, p.107-114.

14. Gotthardt M., Nowack M., Béhé M., et ell. Negative correlation between therapeutic success in radioiodine therapy and TcTUs: are TcTUs-adapted dose concepts the only possible answer? // Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging. 2003, Vol. 30, p.1165-1168.

15. Reinhardt M. J., Brink I., Joe A.Y., et ell. Radioiodine therapy in Graves' disease based on tissue-absorbed dose calculations- effect of pre-treatment thyroid volume on clinical outcome // Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging. 2002, Vol. 29, p. 1118–1124.

16. Nwatsock J.F., Taieb D., Tessonnier L., et all. Radioiodine Thyroid Ablation in Graves' Hyperthyroidism: Merits and Pitfalls // World. J. Nucl. Med. 2012, Vol. 11, № 1, p. 7–11.

17. Marković V., Eterović D., Stipanović P., et. al. Thyroid echogenicity: A clue to precise individual dosimetry in radioiodine therapy of hyperthyroidism // Med. Hypotheses. 2011. Vol.76, № 2, p. 153-156.

18. Szumowski P., Abdelrazek S., Sawicka A K., et. al. Radioiodine therapy for Graves' disease—retrospective analysis of efficacy factors // Endokrynologia Polska, 2015, Vol. 66, № 2, p.126-131.

19. Стронгин Л.Г., Шестакова Г.В., Будкина М.Л., и соавт. Эффективность $^{131}$I в лечении болезни Грэйвса (предварительный анализ собственного опыта) // Клиническая и экспериментальная тиреоидология, 2006, т. 2, № 3, с. 56-58.

20. S. AR Doi, I. Loutfi, K. AS Al-Shoumer. A mathematical model of optimized radioiodine-131 therapy of Graves' hyperthyroidism // BMC Nucl. Med., 2001;1(1):1. –10 P.

21. Fujita N., Koshiba Y., Abe S., et. al. Investigation of post-therapeutic image-based thyroid dosimetry using quantitative SPECTCT, iodine biokinetics, and the MIRD's voxel S values in Graves' disease // EJNMMI Physics. 2020, vol. 7, № 6, p. 1 –14.

22. Липанова Н.Н., Клёпов А.Н., Александрова О.П., Наркевич Б.Я. Проблемы дозиметрического сопровождения и математического моделирования в радиойодотерапии щитовидной железы. // Мед. физика, 2010, Т.47, № 3, с.33–45.

23. Липанова Н.Н., Клёпов А.Н., Александрова О.П., Наркевич Б.Я. Математическое моделирование в дозиметрическом сопровождении радиойодной терапии рака щитовидной железы. // Мед. физика, 2011, Т.50, № 2, С. 44–55.

24. Липанова Н.Н. Радиобиологическое и дозиметрическое обоснование радионуклидной терапии заболеваний щитовидной железы. Дисс. к. ф.- м. н. – М: МГУ им. М. В. Ломоносова. 2013. –115 с.

25. Александрова О.П., Клёпов А.Н. Дозиметрический анализ радиойодтерапии тиреотоксикоза с учётом редукции массы щитовидной железы // Сб. Тезисов. VII Троицкая конференция с международным участием "Медицинская физика" (ТКМФ-7). 19–21 октября 2020 г., Москва. – М.: 2020. – С. 234 -236.

26. Traino A.C., Di Martino F., Lazzeri M., Stabin M.G. Influence of thyroid volume reduction on calculated dose in radioiodine therapy of Graves' hyperthyroidism // Phys. Med. Biol. 2000. Vol.45, P.121–129.

27. Борисенкова А.Н. Дозиметрическая модель радиойодтерапии тиреотоксикоза с учётом динамики массы щитовидной железы/ Бакалаврская работа. Рук. работы Александрова О. П. – Обнинск: ИАТЭ-филиал НИЯУ МИФИ. 2019г.–205 с.

28. Нга Ле Тхи. Дозиметрический анализ радиойодтерапии больных гипертиреозом с учетом динамики массы щитовидной железы/ Бакалаврская работа. Рук. работы Александрова О. П. – Обнинск: ИАТЭ-филиал НИЯУ МИФИ. 2020г.– 118 с.

29. Александрова О.П., Клёпов А.Н. Дозиметрический анализ радиойодтерапии тиреотоксикоза с учётом редукции массы щитовидной железы // Сб. тезисов. VII Троицкая конференция с международным участием «Медицинская физика» (ТКМФ-7). 19–21 октября 2020 г., Москва. – М.: 2020. – С. 234-236.

30. Traino A.C., Grosso M., Mariani G.. Possibility of limiting the un-justified irradiation in $^{131}$I therapy of Graves' disease: a thyroid mass-reduction based method for the optimum activity calculation //Phys. Med. – 2010. – Vol. 26, № 2. – p.71-79.

31. Strigari L., Sciuto R., Benassi M., et. al. A NTCP approach for estimating the outcome in radioiodine treatment of hyperthyroidism // Med. Phys. 2008, Vol. 35, № 9, p. 3903-3910.

32. Ziaur Rahman, Sikander M. Mirza, Waheed Arshed, et al. Influence of thyroid volume reduction on absorbed dose in $^{131}I$ therapy studied by using Geant4 Monte Carlo simulation Chinese Physics C, Vol.38, № 5, 7 p.

33. Siegel J.A., Stabin M.G.. Absorbed fractions for electrons and beta particles in spheres of various sizes J. Nucl. Med. 1994. Vol. 35, № 1. P.152–156.

34. Sachs B.A., Siegel E., Kass S., et. al. Radioiodine therapy of thyrotoxicosis. The Montefiore experience // Am. J. Roentgenol. Radium. Ther. Nucl. Med. 1972. Vol. 115, № 4, p. 698-705.

# НАУЧНО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ НАЦИОНАЛЬНОЙ СИСТЕМЫ ОЦЕНКИ И ПРОГНОЗИРОВАНИЯ МЕДИЦИНСКИХ РИСКОВ ПАЦИЕНТОВ ПРИ МНОГОКРАТНЫХ РЕНТГЕНО-РАДИОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЯХ: ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА «МЕДРАДРИСК»

Ю.Б. Курашвили[1], Д.В. Высоцкий[1], В.В. Кащеев[2], В.К. Иванов[2], С.П. Морозов[3], С.А. Рыжов[3]

*[1]АО «Русатом Оверсиз», Москва*

*[2]РНКРЗ, Москва,*

*[4]НПКЦ ДиТ, Департамент Здравоохранения, Москва*

*эл. почта: YuBoKurashvili@rosatom.ru*

Применение ионизирующего излучения (ИИ) в медицине, в частности, при многократных рентгенорадиологических исследованиях, может приводить к нежелательным последствиям для здоровья пациентов. Отсроченные на годы онкологические и сердечно-сосудистые заболевания могут с определённой вероятностью возникать у пациентов как побочный эффект лучевой диагностики (т. н. стохастические или вероятностные эффекты). В ряде научных многоцентровых исследований было показано увеличение рисков онкологической заболеваемости для лиц, которым в детстве многократно проводили исследования методом рентгеновской компьютерной томографии. Эти и другие аналогичные данные послужили причиной повышенного внимания к процедурам назначения, обоснования и проведения рентгенорадиологической визуализации, особенно многократных исследований.

Как результат, на международном и национальных уровнях были чётко обозначены нормы и требования оценки риска возможных стохастических эффектов и информирования пациента при планировании и обосновании проведения медицинского рентгенорадиологического исследования.

Соответственно, одним из направлений реализации государственной политики РФ в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности является «разработка и применение средств и методов оценки индивидуальных доз облучения и радиационных рисков при использовании радиационных технологий медицинского назначения, ядерной медицины и радиофармацевтики, а также при визуализации человека с использованием ионизирующего излучения».

Во исполнение раздела III пункта 13а Указа Президента РФ от 13 октября 2018 г. «Об утверждении Основ государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности на период до 2025 года и дальнейшую перспективу» в рамках ЕОТП Госкорпорации Росатом выполнен НИР/НИОКР 2018-2020: «Научно-технологическое обеспечение национальной системы радиологической защиты пациентов при радионуклидных и рентгенорадиологических исследованиях: компьютерный код МедРадРиск».

В результате НИР/НИОКР 2018-2020 при взаимодействии: Госкорпорации «Росатом», НПК «Мединфо», при поддержке Российской научной комиссии по радиационной защите (РНКРЗ) и Национального радиационно-эпидемиологического регистра МЗ РФ, на базе прототипа разработано, протестировано и проведена клиническая апробация:

– ПО/Сервис «МедРадРиск» для оценки, прогнозирования и регистрации в интерактивном режиме индивидуального риска развития неблагоприятных стохастических последствий медицинского облучения при многократных рентгенорадиологических исследованиях;

– уровень готовности технологии по окончании НИОКР по шкале TRL – 9;

– аналогов ПО/Сервис «МедРадРиск» в настоящее время в России и за рубежом нет, что определяет высокий экспортный потенциал и обоснованность включения продукта в состав комплексного предложения ГК «Росатом» по неэнергетическим атомным технологиям (RIVER-MED).

**В основу экспертно-аналитической системы ПО/сервис «МедРадРиск»** включены валидированные методики оценки медицинских стохастических рисков при рентгенорадиологических исследованиях, утверждённые Роспотребнадзор РФ в «Методических рекомендациях» (МР 2.6.1.0098-15/2.6.1.0215-20) и «Методических указаниях» (МУК 2.6.7.3652-20); а также международные стандарты НКДР, МАГАТЭ и МКРЗ.

**Пилотными площадками** для проведения доработки, внедрения, а также технических и клинических испытаний, опытной эксплуатации, валидации были определены ГБУЗ «Научно-практический клинический центр диагностики и телемедицинских технологий Департамента здравоохранения города Москвы» (2019-2020 гг) и ГБУЗ «Научно-исследовательский клинический институт отоларингологии им Л.И. Свержевского ДЗ г Москвы» (август-сентябрь 2020).

По результатам внедрения ПО «МедРадРиск» разработаны и утверждены Департаментов Здравоохранения Москвы методические рекомендации: «Система оценки персональных радиационных рисков облучения пациента при обосновании назначения рентгенологических и радионуклидных исследований»; МР-№ 122; Применение аналитических информационных систем, раздел 1; Лучшие практики лучевой и инструментальной диагностики; Москва 2020; ISSN 2618-7124.

**Основное назначение ПО/сервиса МедРадРиск –** поддержка в реализации «принципа обоснованности»: информация о накопленном радиационном медицинском риске используется и лечащим врачом и врачом рентгенологом для принятия решения о проведении последующих исследований пациента с дополнительной лучевой нагрузкой и оформления в соответствии с нормами и требованиями в области охраны здоровья и радиационной безопасности (РБ) граждан РФ обязательных медицинских документов: «Информированного добровольного согласия» или «Мотивированного отказа».

**Интеграция ПО/сервис «МедРадРиск» в качестве компонента с Единой Государственной Информационной Системой Здравоохранения (ЕГИСЗ) как в РФ, так и за рубежом позволит:**

– реализовать требования национальных и международных норм охраны здоровья и РБ;

– обеспечить поддержку принятия врачебных решений при обосновании назначения медицинского диагностического облучения, в том числе повторного; оптимизировать протоколы исследований и выбор метода визуализации;

– создать единую базу данных персонифицированных радиационных рисков медицинского облучения на национальном уровне;

**Обосновывающие документы**

Национальные требования в области охраны здоровья граждан:

1) Федеральный закон № 323-ФЗ от 21.11.2011 (ред. От 31.07.2020) «Об основах охраны здоровья граждан РФ» (ч.1, ст. 20 «Информированное добровольное согласие на медицинское вмешательство и на отказ от медицинского вмешательства»;

2) Приказ МЗ РФ № 538-Н от 17 июля 2019 «О внесении изменений в порядок дачи информированного добровольного согласия на медицинское вмешательство и отказа от медицинского вмешательства в отношении определенных видов медицинских

вмешательств, утвержденный приказом Министерства здравоохранения РФ от 20 декабря 2012 г. № 1177н»;

3) Приказ МЗ РФ № 560-н от 09.06.20 «Об утверждении правил проведения рентгенологических исследований»; проект Приказа МЗ РФ «О внесении изменений в Приказ № 560-н от 09.06.20» (11.12.2020);

4) Профессиональный стандарт «Врач рентгенолог», Приказ Минтруда РФ от 19.03.2019 № 160н (трудовые действия: «Обеспечение безопасности рентгенорадиологических исследований, в том числе с соблюдением требований радиационной безопасности»);

5) Приказ ФОМС от 28 февраля 2019 г. N 36 "Об утверждении Порядка организации и проведения контроля объемов, сроков, качества и условий предоставления медицинской помощи по обязательному медицинскому страхованию".

Национальные и международные нормы и требования в области радиационной безопасности:

1) Федеральный закон: Проект Федерального закона «О внесении изменений в Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» (ID проекта 02/04/05-20/001011773);

2) Указ Президента РФ от 13 октября 2018 г: Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности на период до 2025 года, раздел III 13а «разработка и применение средств и методов оценки индивидуальных доз облучения и радиационных рисков при использовании радиационных технологий медицинского назначения, ядерной медицины и радиофармацевтики, а также при визуализации человека с использованием ионизирующего излучения»;

3) Требование 36, п.3.150 Международных основных норм безопасности МАГАТЭ; международные стандарты радиационной защиты НКДАР ООН, МКРЗ;

4) Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009 и Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010 (Роспотребнадзор РФ); НРБ-99/2020; ОСПОРБ-99/2020: на утверждении; Проект Постановления Главного государственного санитарного врача РФ «Об утверждении санитарно-эпидемиологических правил и норм «Сводные правила по обеспечению радиационной безопасности», Раздел II «Обеспечение радиационной безопасности при использовании источников ионизирующего излучения для медицинской диагностики»;

5) Методические рекомендации «Оценка радиационного риска у пациентов при проведении рентгенорадиологических исследований (МР 2.6.1.0098-15 от 06.04.2015; Роспотребнадзор РФ; МР 2.6.1.0215-20 от 21.09.2020; Роспотребнадзор РФ);

6) Методические указания «Методы контроля в КТ-диагностике для оптимизации радиационной защиты» (МУК 2.6.7.3652-20; раздел VII. Контроль проведения КТ-исследований: пп 7.2, 7.4; от 27 октября 2020; Роспотребнадзор РФ) (в том числе для гибридных систем ПЭТ/КТ и ОФЭКТ/КТ).

Национальные требования Цифровизации Здравоохранения:

1) Постановление Правительства РФ № 555 от 05 марта 2018 «О единой государственной информационной системе в сфере здравоохранения (ЕГИСЗ)»;

2) Приказ МЗ РФ № 911-н от 24 декабря 2018 «Об утверждении Требований к государственным информационным системам субъектов РФ, медицинским информационным системам медицинских организаций и информационным системам фармацевтических организаций»;

3) Федеральный проект Создание единого цифрового контура в здравоохранении на основе единой государственной информационной системы в сфере здравоохранения (ЕГИСЗ) 2019-2024 (Национальный Проект «Здравоохранение»);

4) Приказ Министерства здравоохранения РФ от 30.12.2020 № 947-н «Об утверждении порядка организации системы документооборота в сфере охраны здоровья в части ведения медицинской документации в форме электронных документов».

# СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОЕ ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ДЛЯ УЧЕТА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ ПАЦИЕНТОВ

С.А. Рыжов

*Научно-практический клинический центр диагностики и телемедицинских технологий Департамента здравоохранения города Москвы*

Внедрение программного обеспечения для контроля дозы пациента позволит снизить человеческие затраты и оптимизировать систему радиационной безопасности, выявить случаи существенного превышения контрольных и референтных уровней. На основе полученных данных могут применяться корректирующие действия, включая изменение методик, что в свою очередь позволит снизить среднюю дозовую нагрузку пациента. Уменьшение дозовой нагрузки пациента позволит снизить риски возникновения стохастических эффектов и исключить вероятность детерминированных эффектов, сократив количество ошибок и неправильных действий персонала. Внедрение системы также позволит автоматизировать процессы сбора и оформления ряда отчетных форм и позволит повысить качество оказываемых медицинских услуг.

В настоящее время в Российской Федерации учет дозовой нагрузки пациентов лучевых методов исследований ведется в ручном режиме с целью заполнения государственных отчетных форм. Существующая система обеспечивает фиксацию эффективной дозы пациента, но ограничивает возможность оптимизации проведения исследования с целью получения минимальной дозовой нагрузки при достаточном качестве исследований. Регистрация дозы в бумажных журналах приводит к затруднению составления отчетности отделений и анализу суммарной эффективной дозы, полученной пациентом.

С развитием технологий и ежегодным увеличением количества рентгенологических исследований актуальной становится информатизация процессов обеспечения безопасности в отделениях лучевой диагностики посредством внедрения информационных систем для автоматизированного мониторинга дозы пациентов и персонала. На рынке программных продуктов представлены различные решения, позволяющие проводить мониторинг доз и оборудования для лучевой диагностики.

Целью исследования являлось проведение сравнительного анализа возможностей имеющихся на рынке программных продуктов для мониторинга доз, формирование

списка ключевых технических параметров для выбора оптимального решения и дальнейшего внедрения в практику.

В исследовании участвовало 9 программных продуктов от различных производителей: DoseWatch (GE), Radimetrics (Bayer), Vitrea Intelligence (Canon), Медрадриск (Медрадриск), TQM-Dose (Qaelum), DoseWise (Philips), Teamplay (Siemens), Physico (EMME ESSE M.S.), DoseTrack (Sectra). Для большинства систем был получен «демо» доступ, проведено тестирование. Было выделено более 60 технических параметров, по которым проводилась оценка систем: доступные модальности, возможность расчета эффективной дозы, наличие встроенной системы аналитики данных, расчет органных доз, модуль настройки референтных диагностических уровней, инструменты сравнения исследований и дозовых нагрузок пациента, возможность формирования предупреждений о превышении установленных уровней дозовой нагрузки, поддерживаемые форматы данных и др. При проведении сравнения использовалась бальная система оценки. Для выставления баллов, каждому параметру был присвоен взвешивающий коэффициент исходя из его значимости согласно экспертной оценке.

По результатам проведенного сравнительного анализа установлено, что большинство программных решений позволяет оптимизировать ручной труд, увеличить точность получаемых результатов и быстрее реагировать на возникающие отклонения от нормальной эксплуатации оборудования, что позволяет своевременно принимать адекватные управленческие решения. Исходя из количества баллов, основных плюсов и минусов, а также наличия уникальных характеристик был составлен общий рейтинг.

Сформирован список ключевых технических параметров, которыми должно обладать внедряемое программное обеспечения для мониторинга доз. По результатам работы следует сделать вывод о необходимости применения ПО в практической деятельности.

Современные программы мониторинга доз обладают широким спектром возможностей для автоматизированного сбора, хранения и контроля данных по дозовым нагрузкам пациентов и персонала при лучевых методах исследований. Внедрение оптимального программного решения для контроля дозы пациента позволит снизить человеческие затраты и оптимизировать систему радиационной безопасности, выявить случаи существенного превышения контрольных и референтных уровней. На основе полученных данных будет возможным принять адекватные корректирующие действия и управленческие решения, включая изменение методик и установок при проведении

исследований, что в свою очередь позволит снизить среднюю дозовую нагрузку пациента. Уменьшение дозовой нагрузки пациента позволит снизить риски возникновения стохастических эффектов и исключить вероятность детерминированных эффектов, сократить количество ошибок и неправильных действий персонала. Внедрение системы также позволит автоматизировать процессы сбора и оформления ряда отчетных форм и повысить качество оказываемых медицинских услуг.

# РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ ПЕРСОНАЛА И РЕАГИРОВАНИЕ НА ВНЕШТАТНЫЕ СИТУАЦИИ В ОТДЕЛЕНИИ ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЫ

С.А. Рыжов

*Научно-практический клинический центр диагностики и телемедицинских технологий Департамента здравоохранения города Москвы*

По данным ВОЗ ежегодно в мире выполняется более 37 миллионов процедур ядерной медицины и 7,5 миллиона радиотерапевтических процедур, из них в США ежегодно выполняется около 13,2 млн исследований в ядерной медицине [1]. Общий прирост оборудования составляет около 5% в год. Однако указанное значение существенно зависит от страны и в ряде случаев может доходить до 15-20% прироста в год. По оценке МАГАТЭ в данном процессе лучевой диагностики и терапии участвует около 7,4 млн. работников из них в отделениях ядерной медицины занято около 100 тыс. человек.

В последние десятилетия наблюдается значительный рост количества исследований и коллективных доз облучения пациентов при относительно стабильном количестве персонала, данная ситуация приводит к увеличению интенсивности труда медицинских работников и, как следствие, может приводить к увеличению лучевой нагрузки, приводящие к риску возникновения детерминированных и стохастических эффектов [2].

Наши представления об опасности воздействия ионизирующего излучения, а, следовательно, и основные пределы доз неоднократно менялись по мере получения новых эпидемиологических данных, причем основные изменения были связаны с ужесточением предъявляемых требований. Начиная с 1997 года основные пределы доз не пересматривались, однако еще в 2011 году Международной комиссией по радиационной защите (МКРЗ) был пересмотрен и снижен в 10 раз порог поглощенной дозы для образования катаракты хрусталика глаза, в настоящее время равный 0,5 Гр. Это потребовало снижение годового дозового предела для эквивалентной дозы в хрусталиках глаз со 150 мЗв до 20 мЗв за год. Новый дозовый предел уже введён в ряде зарубежных стран. В Российской Федерации предполагается введение данного дозового предела с 2026 г. Однако во многих отечественных и зарубежных литературных источниках отмечается, что новый дозовый предел может быть превышен при использовании источников ионизирующего излучения в ядерной медицине, а в ряде работ отмечается возможность превышения установленного дозового предела эквивалентной дозы для кожи

рук [3-5]. Целью данной работы являлось проведение анализа вероятности превышения дозовых пределов в отделениях ядерной медицины (ОЯМ) и оценка уровня радиационных рисков для персонала по данным обзора литературы и результатам собственных наблюдений.

По результатам радиационного контроля при условиях правильного проектирования отделения и отсутствии нарушений в работе было установлено, что максимальные дозы облучения персонал получает при проведении 4 операций: а) фасовка радиофармацевтического лекарственного препарата (10%), б) введение (20%), в) укладка пациента и проведение исследования (10%), а также г) общение с пациентом (сопровождение в туалет или на исследование или обсуждение результатов исследования (50%), на долю остальных манипуляций приходится менее 10%. При выполнении исследований вне стационарного объекта дозы на все тело в среднем могут увеличиваться на 10-30%, что связано с особенностями организации процесса и используемыми средствами защиты.

Большинство исследователей для оценки лучевой нагрузки персонала используют приведенное значение индивидуального эквивалента дозы за одну манипуляцию/исследование, или дозу, полученную от одного пациента. Вместе с тем в повседневной практике большее распространение получило измерение накопленной дозы за определенный период времени, как интегральное значение индивидуального эквивалента дозы от всех манипуляций.

Тем не менее было установлено, что наибольшие дозы получает средний персонал в отделениях позитронно-эмиссионной томографии (рентгенолаборанты и процедурные медицинские сестры), при работе с фтордезоксигюкозой в пересчете на одного принятого пациента доза составляет: фасовка РФЛП 1-2 мкЗв/пациент, введение 2-4 мкЗв/пациент, укладка и сканирование 1-2 мкЗв/пациент, общение с пациентом после введения РФЛП 5-10 мкЗв/пациент. Усредненная эффективная доза в пересчете на одного пациента приведены в таблице 2, так при использовании $^{18}$F-ФДГ доза за процедуру Hp (10) составляет от 4 до 7 мкЗв/пациент, а в ряде случаев может доходить до 20 мкЗв/пациент (среднее значение 5,9±1,2 мкЗв/пациент). В пересчете на значение дозы для всего тела на единицу активности, которое для среднего медицинского персонала находится в диапазоне 17-26 мкЗв/ГБк [6-8].

Однако более точной характеристикой радиационной опасности для персонала является использование приведенного значения дозы за исследование с учетом

используемой активности, которое для $^{18}$F-ФДГ в зависимости от вводимой активности может составить от 10 до 35 нЗв/МБк за одно исследование, а в крайних значениях до 90 нЗв/МБк за исследование, со средним значением 20 нЗв/МБк. В работе [8] показано, что при хорошей оптимизации внутренних процессов приведенное значение дозы может составить 11 нЗв/МБк за исследование.

Усреднённые значения ежеквартальных доз для медицинских сестер составляет 0,8±0,15 мЗв. В пересчете на годовую эффективную дозу, с учетом различий в рабочей нагрузке в конкретном отделении, дозы облучения находятся в диапазоне 2-6 мЗв в год.

Следует учитывать, что фактические значения доз, получаемых персоналом, существенно зависят от используемого оборудования (параметров и настройки сканеров, дозкалибраторов, наличие средств коллективной и индивидуальной радиационной защиты) и применяемых технологии проведения работ (интенсивности и сменности работы, используемых изотопов и РФЛП, соблюдение нормативных требований и регламентов работы).

Исходя из вышеизложенного следует предположить отсутствие необходимости дополнительной защиты персонала в настоящее время, однако, предложенное МКРЗ и МАГАТЭ снижение предела эквивалентной дозы на хрусталик глаза с 150 мЗв до 20 мЗв, вызывает необходимость дополнительной оценки эквивалентных доз в последующих работах.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Mettler, F.A., Mahesh, M., Bhargavan-Chatfield, M., Chambers, C.E., Elee, J.G., Frush, D.P., Miller, D.L., Royal, H.D., Milano, M.T., Spelic, D.C., Ansari, A.J., Bolch, W.E., Guebert, G.M., Sherrier, R.H., Smith, J.M., Vetter, R.J., 2020. Patient Exposure from Radiologic and Nuclear Medicine Procedures in the United States: Procedure Volume and Effective Dose for the Period 2006–2016. Radiology 295, 418-427. doi:10.1148/radiol.2020192256

2. Рыжов С.А. Радиационные аварии и ошибки в медицине. Термины и определения, Медицинская физика 2019, № 1, с.73-90

3. Boice, J., Dauer, L. T., Kase, K. R., Mettler, F. A., & Vetter, R. J. (2020). Evolution of radiation protection for medical workers. The British Journal of Radiology, 20200282. doi:10.1259/bjr.20200282

4. Ермолина Е.П. Нормирование в радиационной гигиене: конспект лекций - М.: ГБОУ ДПО РМАПО, 2013. – 20 с.

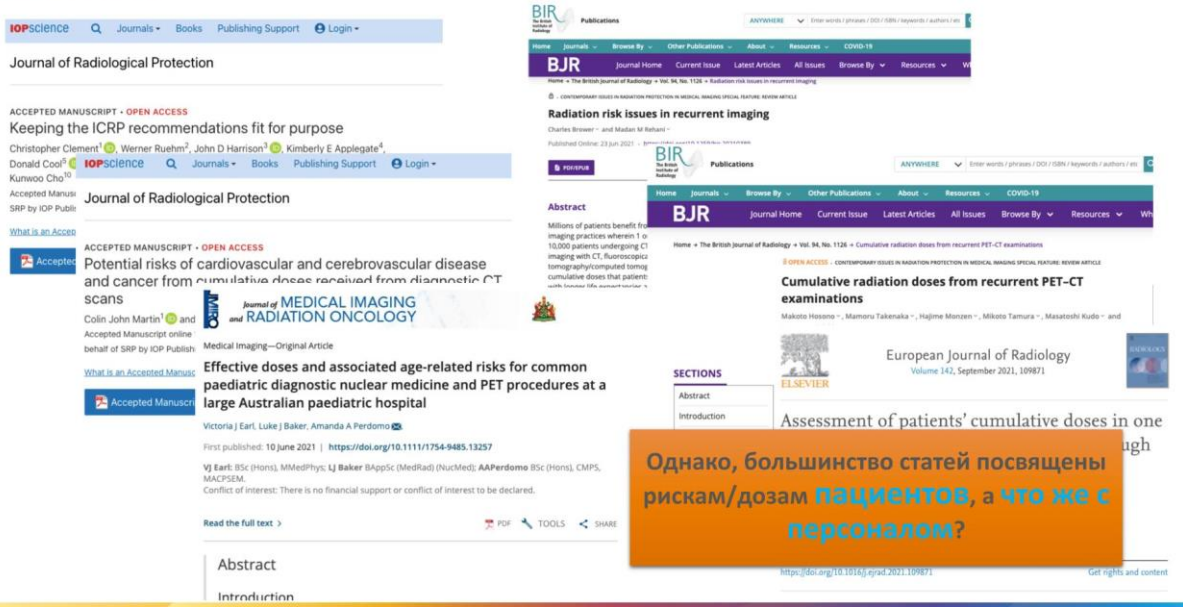
5. Эволюция системы обеспечения радиационной безопасности атомной отрасли страны и её современное состояние // Панфилов А.П. Радиация и риск. 2016. Том 25. № 1, с. 47-64.

6. Chiesa et al, Eur J Nucl Med 1997: 24: 1380-1389.

7. Antic V, Ciraj-Bjelac O, Stankovic J, Arandjic D, Todorovic N, Lucic S. Radiation exposure to nuclear medicine staff involved in PET/CT practice in Serbia. Radiat Prot Dosimetry. 2014 Dec;162(4):577-85. doi: 10.1093/rpd/ncu001. Epub 2014 Jan 23. PMID: 24464817.

8. Radiation Dose to PET Technologists and Strategies to Lower Occupational Exposure Fiona O. Roberts, Dishan H. Gunawardana, Kunthi Pathmaraj, Anthony Wallace, Paul L. U, Tian Mi, Sam U. Berlangieri, Graeme J. O'Keefe, Chris C. Rowe, Andrew M. Scott Journal of Nuclear Medicine Technology Mar 2005, 33 (1). p. 44-47.

## Понятие радиационного риска ( в последние годы появилось много статей, посвященных радиационным рискам)




**Однако, большинство статей посвящены рискам/дозам пациентов, а что же с персоналом?**



## В чем отличие облучения персонала

Есть существенная разница между защитой персонала и пациентов

| | Персонал | Пациенты |
|---|---|---|
| Отношение | Осознанный риск | Необходимый риск |
| Принцип защиты | Основной принцип защиты – нормирование и оптимизация | Основной принцип защиты – обоснование и оптимизация (включая risk-benefit analysis) |
| Пределы облучения | Определены пределы риска | Пределы облучения не установлены Крайне важна роль персонала и уровень развития технологии (ALARA) |
| Принцип учета | Учитываются накопленные дозы | Фиксируются дозы за исследования |
| Тип (характеристики) облучения | **Хроническое облучение в низкой дозе и с низкой энергией** (рассеянное излучение) | «Острое» облучение (высокая мощность дозы и неоднородность при относительно высокой дозе) |
| Облучение разных частей тела | Облучение **глаз, рук, кожи** | В зависимости от зоны интереса |

**Нужно помнить, что, как правило, дозы пациента и персонала связаны: чем выше доза на пациента и чем их больше, тем выше доза персонала**

## На сколько защита должна быть безопасной?
## Пределы доз (проект НРБ-99/2021)

| Нормируемые Величины* | Пределы доз | |
|---|---|---|
| | персонал (группа А)** | Население |
| Эффективная доза | 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год | 1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год |
| Эквивалентная доза в: хрусталике глаза*** | 150 мЗв<br>**20 мЗв/год, усредненная за 5 последовательных лет и 50 мЗв за любой отдельный год [2]** | 15 мЗв |
| Коже**** | 500 мЗв | 50 мЗв |
| Кистях и стопах | 500 мЗв | 50 мЗв |

**Примечания:** **2 - Вводится с 01.01.2026 и распространяется на персонал группы А и группы Б.**

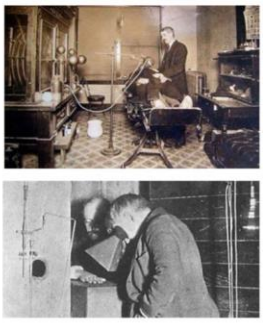
* Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам.

** Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни воздействия персонала группы Б, равны 1/4 значений для персонала группы А. Далее в тексте все нормативные значения для категории персонал приводятся только для группы А.

*** Относится к дозе на глубине 300 мг/см$^2$.

**** Относится к среднему по площади в 1 см$^2$ значению в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см$^2$ под покровным слоем толщиной 5 мг/см$^2$. На ладонях толщина покровного слоя - 40 мг/см$^2$. Указанным пределом допускается облучение всей кожи человека при условии, что в пределах усредненного облучения любого 1 см$^2$ площади кожи этот предел не будет превышен. Предел дозы при облучении кожи лица обеспечивает непревышение предела дозы на хрусталик от бета-частиц.

## КАКОЙ УРОВЕНЬ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИЕМЛЕМ?



Врачи рентгенологи 00-е годы 20 века

Врачи рентгенологи 20-е годы

В последние годы наблюдается значительный **рост количества оборудования и исследований** при существенно меньшем увеличении количества персонала это значит, что **увеличивается нагрузка** на персонал

5

## Оценка достигнутого уровня радиационной безопасности

### Персонал

### Среднегодовые дозы облучения персонала рентгенодиагностических кабинетов общего профиля, мЗв*

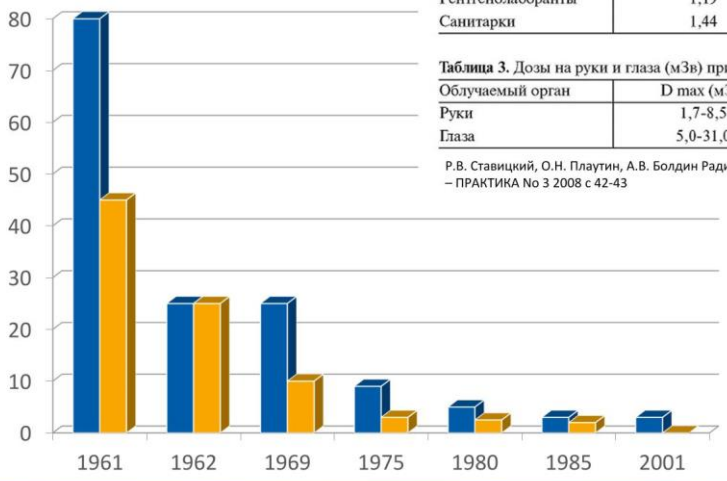
**Таблица 2.** Диапазон индивидуальных доз облучения персонала рентгенодиагностических кабинетов за год (мЗв/год)

| Должность | Emax (мЗв/год) | Emin (мЗв/год) | Emid (мЗв/год) |
|---|---|---|---|
| Врачи- рентгенологи | 1,69 | 0,54 | 0,874 |
| Рентгенолаборанты | 1,19 | 0,17 | 0,868 |
| Санитарки | 1,44 | 0,53 | 0,928 |

**Таблица 3.** Дозы на руки и глаза (мЗв) при ангиографических процедурах (одно исследование)

| Облучаемый орган | D max (мЗв) | Dmin (мЗв) | Dmid (мЗв) |
|---|---|---|---|
| Руки | 1,7-8,5 | 1-7,3 | 2,7 |
| Глаза | 5,0-31,0 | 0,3-25,0 | 9,3 |

Р.В. Ставицкий, О.Н. Плаутин, А.В. Болдин Радиационная безопасность персонала рентгеновских кабинетов РАДИОЛОГИЯ – ПРАКТИКА No 3 2008 с 42-43




**По данным РГП**
**Эффективная доза персонала в ОЯМ**
**2 - 6 мЗв в год,**
**что в 2-3 раза выше, чем в ОЛД**

* - данные Н.А. Акоповой

## Оценка эффективных доз персонала собственные исследования по результатам данных ИДК за 6 кварталов (2020-2021 гг)

- Среднее отклонение у **одного человека** **16%** (**0,26±0,04 мЗв** в квартал) это значит, что сотрудники получают **примерно одинаковые дозы, тк одинаково выполняют свою работу**
- **Было выявлено 2** выпадающих значения (отличие более **100%** от доз за другие периоды наблюдений, одно более **высокое**, второе более **низкое**)
- **ПРИЧИНА?** **ДЛИТЕЛЬНЫЙ ОТПУСК**
- Среднее отклонения по всем сотрудникам группы А **36%** (**0,26±0,09 мЗв** в квартал) это значит, что разные сотрудники имеют разные функциональные обязанности, что определяет разную лучевую нагрузку, те их риски не одинаковы
- минимальное измеренное **0,15 мЗв**, максимальное **1,68 мЗв** в квартал, те отличие в квартальной дозе у **разных сотрудников достигало 11 раз, в годовой 5,1 раза**



## Эффективная доза собственные исследования (Проведен анализ данных ИДК за 6 кварталов)

- По отделениям (эфф. доза, мЗв/квартал)

| показатель | Весь персонал | РНД | рентген | РНД/ рентген |
|---|---|---|---|---|
| min | 0,15 | 0,23 | 0,19 | 21% |
| max | 1,68 | 1,68 | 0,42 | 300% |
| min/max | 11,2 | 7,3 | 2,2 | - |
| среднее | 0,26±0,04 | 0,36±0,09 | 0,24±0,03 | 50% |

**Наибольшие дозы у медсестер отделения радионуклидной диагностики при этом эти дозы также не однородны**

- По должностям (эфф. доза, мЗв/квартал)

| показатель | врачи РНД | врачи рентген | медсестры РНД | медсестры рентген | Врачи РНД/ рентген | м/с РНД/ рентген | Врачи/мс рентген | Врачи/мс РНД |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| min | 0,2 | 0,19 | 0,29 | 0,2 | 5% | 45% | 5% | 45% |
| max | 0,37 | 0,36 | 1,68 | 0,42 | 3% | 300% | 17% | 354% |
| min/max | 1,9 | 1,9 | 5,8 | 2,1 | | - | | |
| среднее | 0,25±0,04 | 0,24±0,03 | 0,53±0,17 | 0,24±0,03 | 4% | 121% | 0% | 112% |



## Как еще можно оценить эффективные дозы

## Дозы персонала в ПЭТ отделении в пересчете на пациента*

- Средние дозы ПЭТ / КТ для всего тела (в хорошо спроектированном учреждении):

Фасовка **1-2 мкЗв**

Введение **2-4 мкЗв** на пациента

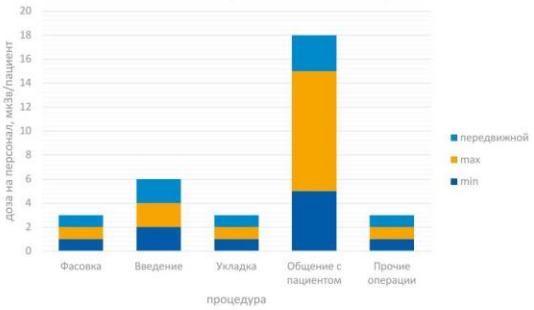
Позиционирование пациента/сканирование **1-2 мкЗв/пациент**

- Для мобильного аппарата ПЭТ увеличение дозы на все тело составляет не менее **3-6 мкЗв** на пациента.
- Сопровождение пациента в туалет или на исследование **5-10 мкЗв/пациент**

**от 4 до 7** мкЗв/пациент, в отдельных случаях/учреждениях до **18** мкЗв/пациент (среднее значение **5,9±1,2** мкЗв/пациент)***

*- данные IAEA

Whole body scan 370 MBq FDG




Дозы в ПЭТ-центре за исследование

| Для сравнения дозы рентгенолаборанта в ЯМ за процедуру (мкЗв)** | |
|---|---|
| Сцинтиграфия с Tc-99m (кости) | 0.3 ± 0.2 |
| Tc-99m MIBI SPECT | 1.7 ± 0.2 |
| I-131 (за 4 дня на посту) | 0.2 ± 0.2 |
| ПЭТ с 18F-FDG | 5.9 ± 1.2 |

** Chiesa et al, Eur J Nucl Med 1997: 24: 1380 - 1389

*** Antic V, Ciraj-Bjelac O, Stankovic J, Arandjic D, Todorovic N, Lucic S. Radiation exposure to nuclear medicine staff involved in PET/CT practice in Serbia. Radiat Prot Dosimetry. 2014 Dec;162(4):577-85. doi: 10.1093/rpd/ncu001. Epub 2014 Jan 23. PMID: 24464817.
Radiation Dose to PET Technologists and Strategies to Lower Occupational Exposure Fiona O. Roberts, Dishan H. Gunawardana, Kunthi Pathmaraj, Anthony Wallace, Paul L. U, Tian Mi, Sam U. Berlangieri, Graeme J. O'Keefe, Chris C. Rowe, Andrew M. Scott Journal of Nuclear Medicine Technology Mar 2005, 33 (1) 44-47;

## Дозы персонала в ПЭТ отделении в пересчете на активность* и на процедуры (действия)** по данным литературы

- По данным исследования * дозы персонала в пересчете на единицу активности составила **17-19** и **21-26** **мкЗв/ГБк (в зависимости от учреждения). В другом исследовании** **** при оценке индивидуального эквивалента дозы для технологов в ПЭТ/КТ, составлял от **11,5** **нЗв/МБк** до **23,8** **нЗв/МБк**. Доза облучения всего тела обусловлена в основном инъекцией радиофармпрепарата (**41,5%**) и расположением пациента (**51,1%**). ****
- При применении автоматических инъекторов дозы на конечности могут быть снижены более чем на 95% до среднего уровня **10 мкЗв на ГБк**. ***
- Были включены следующие радиационные работники с обязанностями, предусматривающими максимальное внешнее облучение:
  - Врачи (**4,8** мкЗв / процедура),
  - медсестры, введение (**3,1** мкЗв / процедура), помощь в позиционировании пациента (**6,5** мкЗв / процедура)
  - радиофармакологи, выполняющие тесты контроля качества (**2,9** мкЗв / процедура),
  - ежедневные проверки циклотрона (**13,4** мкЗв / процедура). **

* Antic V, Ciraj-Bjelac O, Stankovic J, Arandjic D, Todorovic N, Lucic S. Radiation exposure to nuclear medicine staff involved in PET/CT practice in Serbia. Radiat Prot Dosimetry. 2014 Dec;162(4):577-85. doi: 10.1093/rpd/ncu001. Epub 2014 Jan 23. PMID: 24464817.
** Takahashi Y, Hosokawa S, Tsujiguchi T, Monzen S, Kanzaki T, Shirakawa K, Nemoto A, Ishimura H, Oriuchi N. Time-related study on external exposure dose of 2-deoxy-2-[F-18]fluoro-D-glucose PET for workers' safety. Radiol Phys Technol. 2020 Mar;13(1):98-103. doi: 10.1007/s12194-019-00548-0. Epub 2019 Dec 12. PMID: 31832908.
*** - P. Covens, D. Berus, F. Vanhavere, V. Caveliers, The introduction of automated dispensing and injection during PET procedures: a step in the optimisation of extremity doses and whole-body doses of nuclear medicine staff, *Radiation Protection Dosimetry*, Volume 140, Issue 3, August 2010, Pages 250–258, https://doi.org/10.1093/rpd/ncq110
**** - P Fragoso Costa, M Reinhardt, B Poppe, OCCUPATIONAL EXPOSURE FROM F-18-FDG PET/CT: IMPLEMENTATION TO ROUTINE CLINICAL PRACTICE, Radiation Protection Dosimetry, Volume 179, Issue 3, May 2018, Pages 291–298, https://doi.org/10.1093/rpd/ncx276

## Эффективная доза, собственные исследования (в пересчете на пациентов/процедуры и на активность (предварительные данные)

По результатам анализа данных **за 2020 год**:

- усредненное значение дозы для персонала составило **6,2±1,2** мкЗв/пациента
- усредненное значение дозы на единицу активности **13** мкЗв/ГБк (нЗв/МБк)

Полученные данные в целом согласуются с иностранными публикациями

- **Данные значения могут использоваться для прогноза доз персонала в зависимости от нагрузки, что в свою очередь может содействовать выявлению случаев неправильного ношения индивидуальных дозиметров и усилить культуру радиационной безопасности.**
- **Однако по нашему мнению наибольшим потенциалом для снижения индивидуальных доз обладает подход связанный с оценкой доз за отдельные технологические операции**, к сожалению существенная вариативность данной работы, связанная как с **возрастом пациентов**, так и с **особенностями персонала** и **недостатками текущего приборного оснащения,** существенно затрудняет ее выполнение.



## Риск рака у радиационных технологов (рентгенолаборантов и процедурных м/с) в отделениях ядерной медицины

- **В 2018** в США опубликовано когортное исследование* с анализом общей заболеваемости и смертности от рака 72 755 технологов-радиологов (по данным анкетирования)
- **Период наблюдения:** в среднем 7,5 лет
- **Результаты:** повышенного риска заболеваемости раком или смерти от рака **не выявлено**.
- Частота проведения диагностических или терапевтических процедур в ЯМ и использование средств радиационной защиты **не были связаны** с риском рака.

**Почему:**

- Эффективная доза в ОЯМ **2 - 6 мЗв** в год***

**Необходимо оценить дозы на хрусталик, кожу (кисти)**

| Нормируемые величины** | Пределы доз персонал (группа А)*(2) |
|---|---|
| Эффективная доза | 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год |
| Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза<br>коже<br>кистях и стопах | 150 мЗв **(20 мЗв)**<br>500 мЗв<br>500 мЗв |

* - Bernier MO, Doody MM, Van Dyke ME, Villoing D, Alexander BH, Linet MS, Kitahara CM. Work history and radioprotection practices in relation to cancer incidence and mortality in US radiologic technologists performing nuclear medicine procedures. Occup Environ Med. 2018 Aug;75(8):533-561. doi: 10.1136/oemed-2017-104559. Epub 2018 May 2. PMID: 29720482; PMCID: PMC6051924.
** - НРБ-99/2009 (проект НРБ-99/2021)
*** - IAEA и РГП

## Тогда зачем мы проводим ИДК?

**Фактически**
**при высокой культуре радиационной безопасности ИДК не нужен, те это в большей степени вопрос контроля сотрудников, а не оценка риска**
**Значит нужно оценить риски более точечно для хрусталика и кожи/конечностей**

## Эквивалентная доза на хрусталик (Риск катаракты в ОЯМ)

- расчетные годовые дозы облучения хрусталика глаза колеблются **от 0,9 до 25,0 мГр** в зависимости от типа выполняемой процедуры;
- за весь период трудовой деятельности накопленная доза может достигать **до 500,0 мГр**.

В 2018 году опубликована работа Bernier* в которой показано:

- увеличение риска катаракты **на 7% при выполнении диагностических процедур в ОЯМ**
- увеличение риска катаракты **на 10% при проведении терапевтических** процедур в ОЯМ,

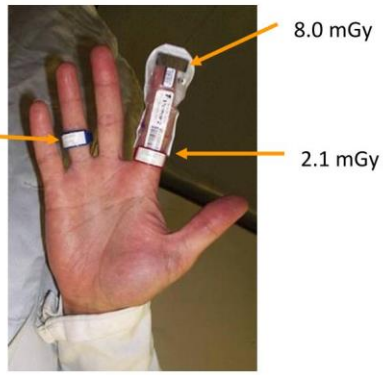
однако это гораздо **ниже,** чем в интервенционной радиологии (где накопленная доза за все годы может превысить **1 Гр**)

- Основная причина высоких доз - **отсутствие или не правильное использование средств защиты**

**Работа в ОЯМ несколько увеличивает вероятность развития катаракты. Следовательно нужно использовать СИЗ и защищать глаза**

Bernier MO, Journy N, Villoing D, Doody MM, Alexander BH, Linet MS, Kitahara CM. Cataract Risk Medicine Procedures. Radiology. 2018 Feb;286(2):592-601. doi: 10.1148/radiol.2017170683. Epub 2017 Oct 11. PMID: 29019450; PMCID: PMC5790300.

## Эквивалентная доза на кисти в ОЯМ может превышать 500 мЗв/год****




Доза на руку за месяц*

| | |
|---|---|
| ПЭТ/КТ | 1.4 mSv/GBq* |
| Ядерная медицина | 0.04 |
| Радиофармакологи | 0.006 |
| Радиохимики | 0.3 |

- Доза за процедуру Hp (10) составляет 4,2-7 мкЗв/процедуру**, тогда как
- дозы на конечности Hp (0,07) 34-126 мкЗв/процедуру.
- Дозы для всего тела на единицу активности составляли 17-26 мкЗв/ГБк**
- Приведенная доза на палец составила 170-680 мкЗв/ГБк**
- Максимальные расчетные годовые дозы на все тело 2,0-3,4 мЗв**.
- 771 ± 147 мкЗв за квартал***
- доза на процедуру ПЭТ составила 4,1 мкЗв (11 нЗв/МБк)***

Внедрение автоматических инъекторов, а также оптимизация практики работы приводят к снижению дозы **от 12 до 67%.**

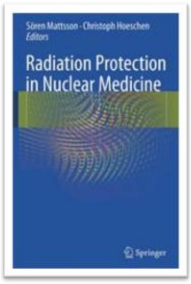
* - данные IAEA
** - Antic V, Ciraj-Bjelac O, Stankovic J, Arandjic D, Todorovic N, Lucic S. Radiation exposure to nuclear medicine staff involved in PET/CT practice in Serbia. Radiat Prot Dosimetry. 2014 Dec;162(4):577-85. doi: 10.1093/rpd/ncu001. Epub 2014 Jan 23. PMID: 24464817.
*** - Radiation Dose to PET Technologists and Strategies to Lower Occupational Exposure Fiona O. Roberts, Dishan H. Gunawardana, Kunthi Pathmaraj, Anthony Wallace, Paul L. U, Tian Mi, Sam U. Berlangieri, Graeme J. O'Keefe, Chris C. Rowe, Andrew M. Scott Journal of Nuclear Medicine Technology Mar 2005, 33 (1) 44-47;

## Эквивалентная доза на кисти в ОЯМ (2)

В работе Lecchi, 2016* показано, что если в ПЭТ-центре выполняют за год **1500** исследований с FDG и используют активность примерно **200** МБк на пациента, расчетная годовая эквивалентная доза на пальцы составит:

- **100 мЗв** при фасовке РФП в защитном боксе (горячей камере).
- **200 мЗв** при введении FDG пациенту.

Т.е. **ниже предела** дозы для кожи (500 мЗв).




Однако, согласно результатам отчета **EURORADOS (ORAMED)** годовой предел дозы на конечности будет **превышен у 20%** при увеличении активности до **400** МБк на пациента, и у **40%** сотрудников, при повышении активности до **500** МБк $^{18}$ F-FDG.

По мнению Mattsson, S., предел годовой дозы (500 мЗв на пальцы) достигается после **900** пациентов ежегодно (при использовании защиты) или **170** пациентов ежегодно (если защитные экраны не используются).

значит дозу на руки тоже **нужно контролировать и снижать**

* - Lecchi, M., Malaspina, S. & Del Sole, A. Effective and equivalent dose minimization for personnel in PET procedures: how far are we from the goal?. *Eur J Nucl Med Mol Imaging* **43,** 2279–2282 (2016). https://doi.org/10.1007/s00259-016-3513-3

** Mattsson, S., Andersson, M., & Söderberg, M. (2015). *Technological advances in hybrid imaging and impact on dose. Radiation Protection Dosimetry, 165(1-4), 410–415.* doi:10.1093/rpd/ncv024

## Выводы

- Эффективная доза при правильном учете и **анализе** может способствовать **снижению лучевой нагрузки персонала**
- С определенной периодичностью **желательно оценивать** не только квартальные и годовые эффективные дозы, но и **нормированные значения доз (на активность/на количество пациентов), в том числе дозы за определенные технологические операции**
- Вероятно в ядреной медицине большее практическое значение может играть **оценка дозы на хрусталик и на руки**

**Цель: оптимизация и снижение дозы для персонала до 4,91 мкЗв/день, 5–6 мкЗв/пациент, 0,7 мЗв/год***

Lecchi, M., Malaspina, S. & Del Sole, A. Effective and equivalent dose minimization for personnel in PET procedures: how far are we from the goal?. *Eur J Nucl Med Mol Imaging* **43,** 2279–2282 (2016). https://doi.org/10.1007/s00259-016-3513-3nkc.ru



## Радиационные аварии

## В чем отличия медицинских радиационных аварий

21

## Это все элементы «одной медали» по этому разделение в большинстве случаев будет условным

22

## Дополнительная информация

С.А. Рыжов. Радиационные аварии и ошибки в медицине. Термины и определения 73

**РАДИАЦИОННЫЕ АВАРИИ И ОШИБКИ В МЕДИЦИНЕ. ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ**

С.А. Рыжов[1,2]
[1] Центральное межрегиональное территориальное управление по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Федеральной службы по технологическому, экологическому и атомному надзору, Москва (Центральное МТУ по надзору за ЯРБ Ростехнадзора, Москва)
[2] Ассоциация медицинских физиков России, Москва

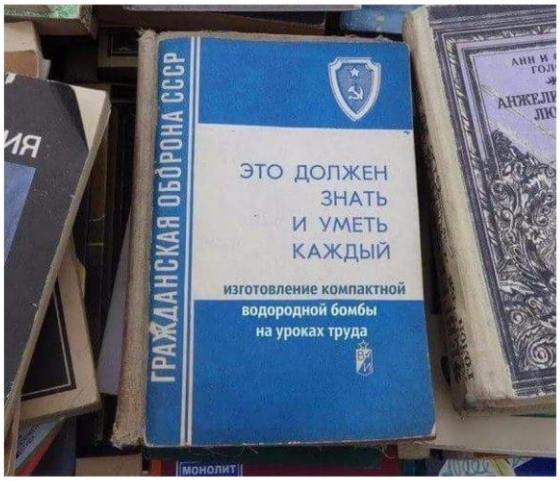
Если вы хотите «углубиться в тему»

Мы постарались разобраться в этом более подробно и подготовили статью

РАДИАЦИОННЫЕ АВАРИИ И ОШИБКИ В МЕДИЦИНЕ. ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ
Рыжов С.А. // Медицинская физика. 2019. № 1 (81). С. 73-90.
https://elibrary.ru/item.asp?id=37251837

https://yadi.sk/i/-EshTq_9TqqV5A?fbclid=IwAR0WLR2sOcNtMFbTXBWkAH9iwT3cg2n5DofhDW8nFjWgp0t_3YPuXG1qKHQ

## Причины РА

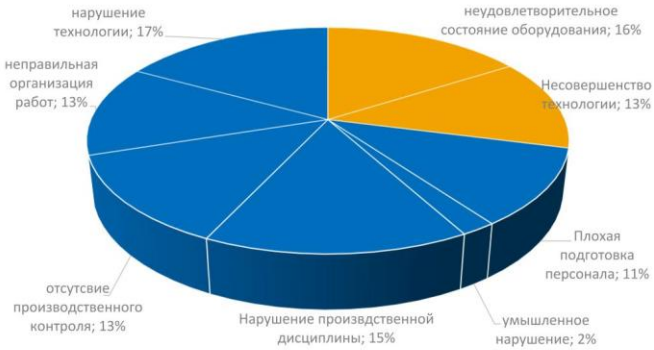



**90% ошибок является ошибками системы**

Плохо или не правильно работающее **оборудование 30%**

или

Плохо или не правильно работающие **люди 70%**




* - данные Ростехнадзора (2010)

24

## Радиационные аварии в медицине

Частота | Распространенность | Распределение

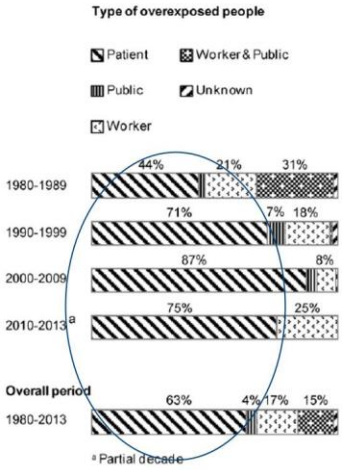



**Table 1. Reported radiation overexposure accidents by sector and type of overexposure worldwide, 1980–2013.**

| Characteristics of overexposure | Reported accidents n (%) | People overexposed n (%) | Deaths n (%) | References |
|---|---|---|---|---|
| **Industrial** | **169 (27)** | **513 (22)** | **45 (24)** | - |
| Local organ | 1 | 1 | 0 | [20–21] |
| Local skin | 120 | 158 | 1 | [7–8], [20–69] |
| Local skin & Global | 44 | 323 | 35 | [7–8], [20–21], [32], [35–36], [39] |
| Global | 14 | 31 | 9 | [7–8], [20–21], [39], [46], [69], [7 |
| **Radiation therapy** | **202 (32)** | **1127 (47)** | **96 (51)** | - |
| Local organ | 129 | 401 | 3 | [7–8], [32], [39], [58], [60], [62–6 |
| Local skin | 61 | 523 | 28 | [7–8], [20–21], [35–36], [39], [57 [143], [148], [150], [153–154], [1 |
| Local skin & Local organ | 9 | 182 | 58 | [7–8], [36], [39], [58], [127], [128 |
| Local skin & Global | 2 | 13 | 0 | [7–8], [36], [74], [127], [165], [16 |
| Local organ & Global | 1 | 2 | 7 | [8] |
| **Fluoroscopy** | **194 (31)** | **400 (17)** | **0 (0)** | - |
| Local organ | 41 | 41 | 0 | [8], [54], [58], [60], [62–65], [100- [148–150], [152–153], [156], [17 |
| Local skin | 152 | 358 | 0 | [8], [12], [14], [16], [18], [70], [19 |
| Local organ & Global | 1 | 1 | 0 | [8,9] |
| **Orphan source** | **32 (5)** | **225 (9)** | **37 (19)** | - |
| Local skin | 7 | 9 | 0 | [8], [20–21], [39], [36], [145], [26 |
| Local skin & Global | 25 | 171 | 31 | [5], [7–8], [20–21], [35–36], [39], [125], [160], [165], [268–286] |
| Global | 5 | 45 | 6 | [7–8], [36], [39], [58], [59], [127], |
| **Military** | **4 (1)** | **64 (3)** | **12 (6)** | - |
| Local skin | 1 | 1 | 0 | [39] |
| Local skin & Global | 1 | 59 | 10 | [39], [294–296] |
| Global | 2 | 4 | 2 | [8], [20–21], [39], [76], [99], [297- |
| **Other[a]** | **33 (5)** | **61 (3)** | **0 (0)** | - |
| Local organ | 2 | 2 | 0 | [8], [20–21], [39] |
| Local skin | 29 | 57 | 0 | [7–8], [21], [30], [39], [121], [298] |
| Local skin & Global | 1 | 1 | 0 | [39] |
| Global | 1 | 1 | 0 | [7] |
| **Total** | **634 (100)** | **2390 (100)** | **190 (100)** | - |

[a] Scientific experiments and unknown causes.

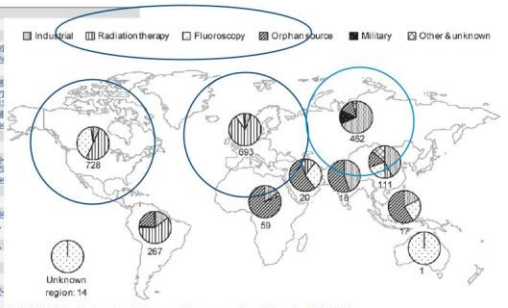



Fig 4. Distribution of sectors involved in reported overexposed people by region, 1980–2013.

doi:10.1371/journal.pone.0118709.g004

Reported Radiation Overexposure Accidents Worldwide, 1980-2013: A Systematic Review
Karen Coeytaux, Eric Bey, Doran Christensen, Erik S. Glassman, Becky Murdock, Christelle Doucet https://doi.org/10.1371/journal.pone.0118709

## Распространенность

- Из 1000 зарегистрированных аварий 400 связаны с медицинским облучением
- 400 случаев за 33 года, те около 12 случаев в год в основном в лучевой терапии
- в большинстве случаев был риск детерминированных эффектов (значимый риск)
- Реальное количество случаев, особенно типа непреднамеренное облучение и несчастные случаи или Near-miss или случаев значительного стохастического вреда (более 100 мЗв) гораздо больше

**Никто не знает сколько!**

**Это нам предстоит выяснить!**

## Задачи радиационной безопасности при выявлении и реагировании на внештатные ситуации при медицинском облучении

- Оценить радиационную обстановку (выявить внештатную ситуацию)
- Оценить нанесенный вред/ ущерб / риск
- Предложить действия
- Наказать виновных
- Не допустить в дальнейшем

## Действия

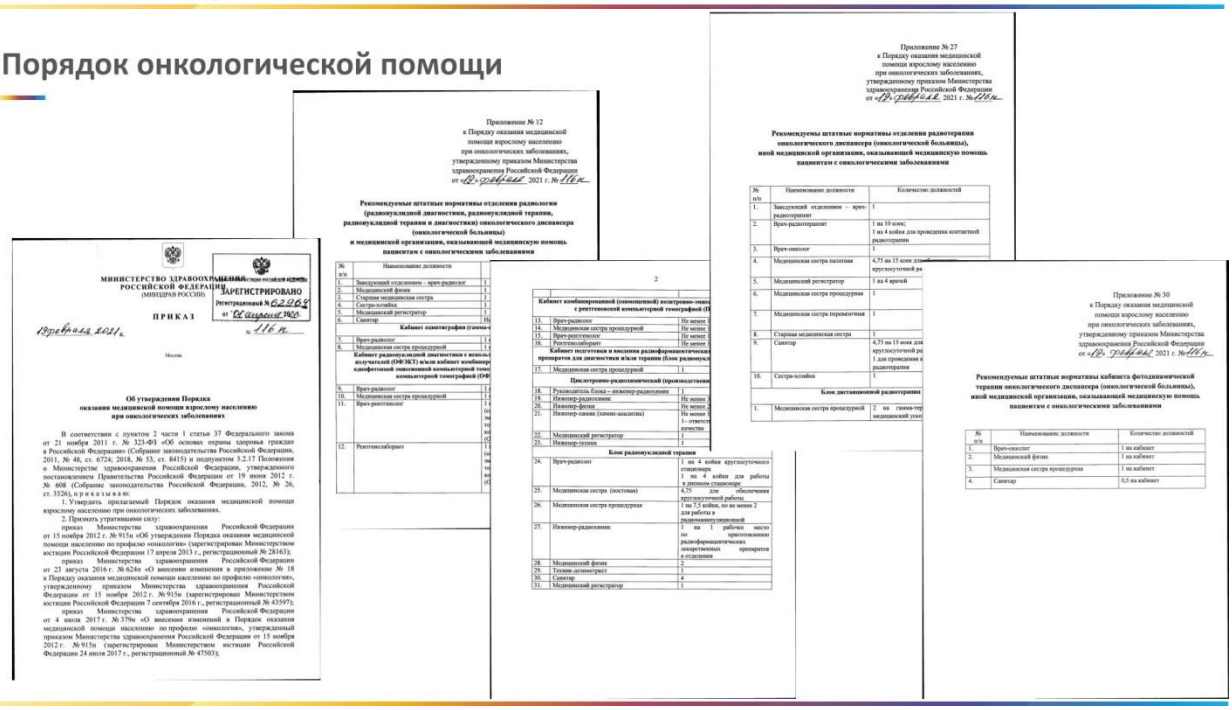
- Информировать руководство
- Информировать пациента
- Информировать надзорные ведомства
- Учет дозы / действий

## Максимальная автоматизация процессов

LEMER PAX

29

## Порядок онкологической помощи



МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
(МИНЗДРАВ РОССИИ)

ПРИКАЗ

Об утверждении Порядка оказания медицинской помощи взрослому населению при онкологических заболеваниях

Приложение № 12 к Порядку оказания медицинской помощи взрослому населению при онкологических заболеваниях

Рекомендуемые штатные нормативы отделения радиологии (радионуклидной диагностики, радионуклидной терапии, радиационной терапии и диагностики) онкологического диспансера (онкологической больницы) и медицинской организации, оказывающей медицинскую помощь пациентам с онкологическими заболеваниями

Приложение № 27 к Порядку оказания медицинской помощи взрослому населению при онкологических заболеваниях

Рекомендуемые штатные нормативы отделения радиотерапии онкологического диспансера (онкологической больницы), иной медицинской организации, оказывающей медицинскую помощь пациентам с онкологическими заболеваниями

Приложение № 30 к Порядку оказания медицинской помощи взрослому населению при онкологических заболеваниях

Рекомендуемые штатные нормативы кабинета фотодинамической терапии онкологического диспансера (онкологической больницы), иной медицинской организации, оказывающей медицинскую помощь пациентам с онкологическими заболеваниями

| Подразделение | Должность | количество | Правовое основание |
|---|---|---|---|
| Рентгеновское отделение | Медицинский физик | 1 | Приказ от 09.06.2020 560-н |
| Отделение радиологии (радионуклидной диагностики, радионуклидной терапии, радионуклидной терапии и диагностики) | Медицинский физик | 1 | Приказ 19.02.2021 116н (прил 12) |
| Циклотронно-радиохимический (производственный) блок | Инженер-физик | Не менее 2 | |
| Блок радионуклидной терапии | Медицинский физик | 2 | |
| | Техник-дозиметрист | 1 | |
| Служба медико-физического сопровождения радиотерапии | Медицинский физик | 1 в смену на каждый линейный ускоритель или стереотаксической радиотерапии | Прил. 27 |
| | Медицинский физик | 1 в смену на 2 гамма-терапевтических аппарата | |
| | Медицинский физик | 1 в смену на 1 аппарат для контактного облучения | |
| | Медицинский физик | 1 на 2 системы дозиметрического планирования | |
| | Техник-дозиметрист | 1 для обслуживания блока дистанционной терапии;<br>1 для обслуживания блоков с закрытыми радиоактивными препаратами | |
| Кабинет фотодинамической терапии | Медицинский физик | 1 на кабинет | Прил. 30 |
| Итого | | Около 10 человек | |

# ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ЛУЧЕВОЙ ТЕРАПИИ НА ПРИМЕРЕ РАЗРАБАТЫВАЕМОГО КОМПЛЕКСА ОНИКС

В.П. Смирнов[1,2], Т.А. Крылова[1], С.А.Полихов[1], И.Л. Дергачева[1], Т.К. Лобжанидзе[1], Г.Е. Горлачев[3], В.И. Шведунов[4]

*[1] АО «НИИТФА», г Москва,*

*[2] АО «Наука и инновации», г. Москва*

*[3]ООО "РОИСИС", г. Москва*

*[4]ООО «ЛЭУ МГУ», г. Москва*

Лучевая терапия является одним из трех основных методов лечения онкологических заболеваний, по оценке А.Д. Каприна и др. [1] такой вид лечения показан 60% всех онкологических больных. Дистанционная лучевая терапия - наружное облучение при помощи ускорителей электронов или дистанционных гамма-терапевтических аппаратов – это наиболее распространенный и универсальный метод подведения ионизирующего излучения к злокачественной опухоли в теле пациента. На данный момент в мире работают более 15 тысяч подобных установок, в России – менее 400.

Целью лучевой терапии является подведение максимальной дозы к мишени и минимизации дозы на окружающие ее ткани. Для осуществления этой цели вращающийся на 360 градусов вокруг стола пациента гантри испускает пучок фотонов и выполняет заданный программой «план лечения». Формирование пучка производится с помощью многолепесткового коллиматора (МЛК) – устройства, позволяющего подвести дозу максимально конформно и прецизионно.

Радиационная безопасность при проведении лучевой терапии касается как персонала, так и пациента. Защита персонала обеспечивается конструкцией процедурной (каньон), набором блокировок пучка, аварийными выключателями ускорителя, мониторингом фоновой радиации и др. Защита пациента обеспечивается корректной укладкой, иммобилизацией, механической и дозиметрической точностью аппарата, а также защитой вокруг ускоряющей структуры.

С 2018 года в АО «НИИТФА», предприятии ГК «Росатом» ведется разработка и изготовление отечественного комплекса лучевой терапии «Оникс» на базе линейного ускорителя электронов с энергией 6 МэВ. В ходе проработки конструкции расчеты транспорта ионизирующего излучения проводились с помощью собственного

программного обеспечения дозовых расчетов методом Монте Карло МС [2]. Код МС использует алгоритмы симуляции, модели физических процессов и библиотеки сечений кода EGS4.

В соответствии с рекомендациями ГОСТ Р МЭК 60601-2-1-2013 [3] радиационная защита радиотерапевтической установки должна обеспечивать дозы излучения на расстоянии 1 м от ускорителя во всех направлениях за исключением плоскости возможного нахождения пациента на уровне не более 0,5% по отношению к дозе открытого поля на расстоянии 1 метр от источника (референтная мощность дозы). Плоскость пациента определяется как область радиусом 2 метра от изоцентра в плоскости перпендикулярной оси пучка. Утечки в плоскости пациента не должны превышать 0,1% по отношению к референтной мощности дозы.

В данной работе использовался сферический детектор радиусом 1 метр с изоцентром в источнике излучения (точке падения электронного пучка ускорителя на мишень), показанный на рисунке 1. Детектор представляет собой сферический водный фантом, ограниченный радиусами 98 и 102 см. Слой от 99 до 101 см разбит на ячейки, в которых определяется выделение энергии ионизирующего излучения. После деления энергии на массу ячейки детектор показывает поглощенную дозу.

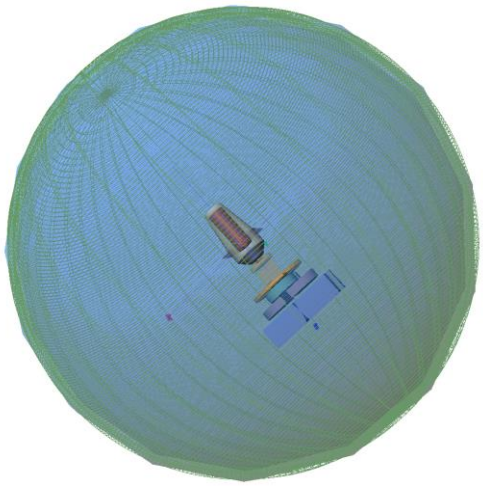


Рисунок 1 – Геометрия симуляции транспорта излучения в радиационной головке

После серии численных экспериментов с параметры радиационной защиты сформирована ее конструкция, представленная на рисунке 2. Для данных характеристик на рисунке 3 представлены две диаграммы направленности утечек ионизирующего излучения в зависимости от материала защиты. Сплошная линия соответствует допустимым пределам, рекомендуемым ГОСТ Р МЭК 60601.

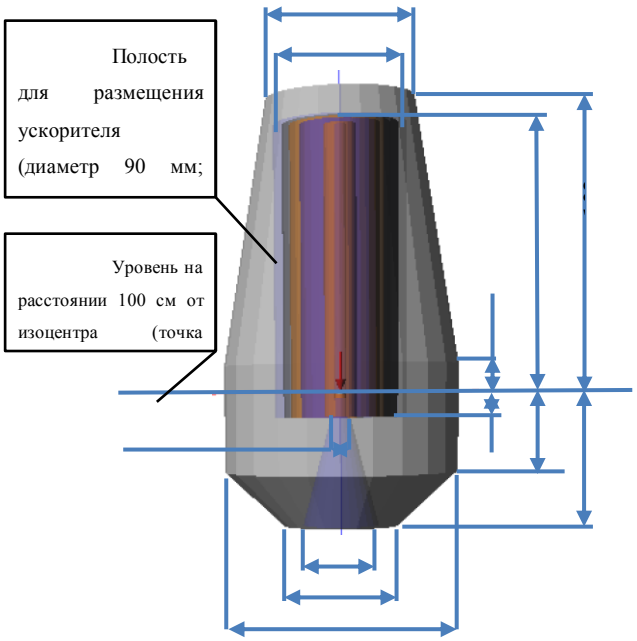



Рисунок 2 – Размеры кожуха радиационной защиты ускорителя с первичным коллиматором

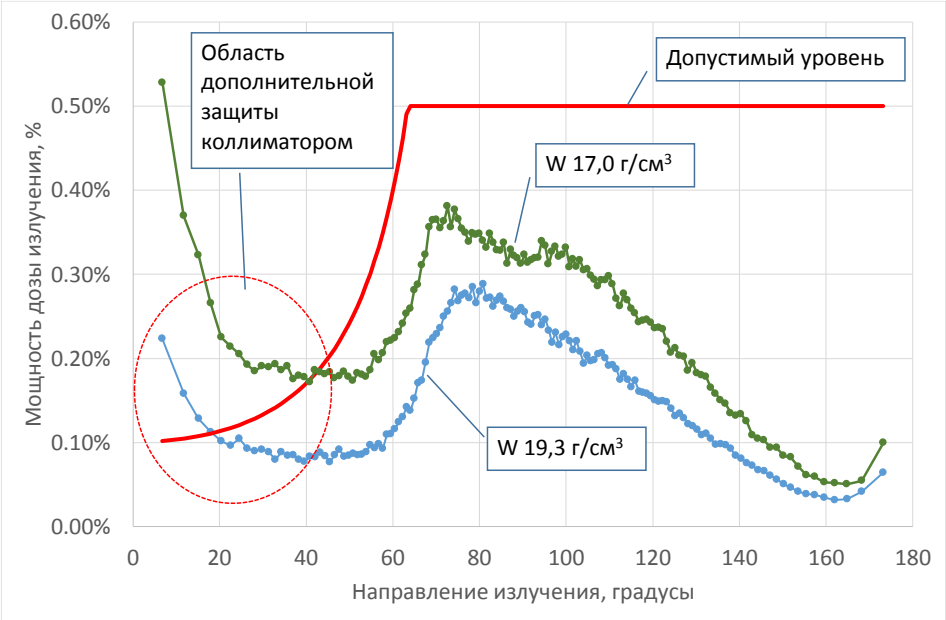



Рисунок 3 – Диаграммы направленности утечек излучения при наличии радиационной защиты (рисунок 2) из чистого вольфрама и его сплава при условии отсутствия отверстия первичного коллиматора. Сплошная линия соответствует предельным рекомендуемым ГОСТ Р МЭК 60601 утечкам излучения

Основные сложности в борьбе с утечками излучения в головке аппарата связаны с наличием рассеянного излучения. Первая проблема связана с рассеянием в первичном коллиматоре со стороны источника излучения. Это излучение может выходить под углами намного больше, чем предусмотрено первичным коллиматором для первичного

излучения. Защита от такого излучения не эффективна с помощью шторок коллиматора из-за потребности в слишком большом размере. Вторым серьезным источником рассеянного излучения является выравнивающий фильтр. Поток излучения из выравнивающего фильтра имеет больший угловой разброс (рисунок 4). Для защиты от паразитарного излучения было предложено ввести вольфрамовую пластину (защитное кольцо) толщиной 2 см с прямоугольным отверстием из расчета не экранирования максимального поля излучения.

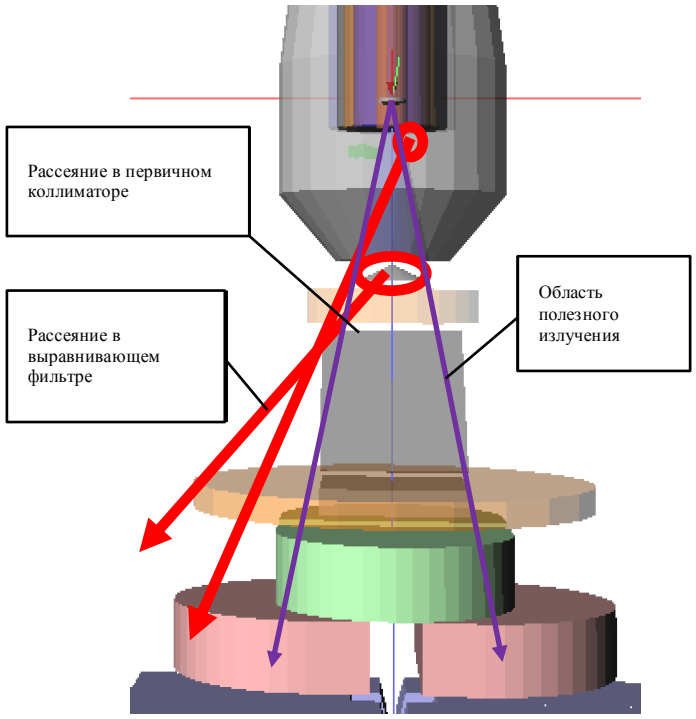



Рисунок 4 – Схема места рождения и направлений паразитного рассеянного излучения

Кроме непосредственно радиационной защиты безопасность в конструкции Оникса обеспечивается системой коллимации, состоящей из двух пар шторок, перемещающихся в поперечном и продольном направлении в плоскости, перпендикулярной пучку, а также многолепесткового коллиматора. Одна из модификаций МЛК состоит и 102 независимо перемещающихся лепестков, по 51 с каждой стороны. Чтоб минимизировать утечки между прилегающими соседними лепестками они наклонены по направлению к центральной оси (рисунок 5).

Таким образом, при разработке комплекса лучевой терапии Оникс были предприняты и продолжают осуществляться меры радиационной безопасности с помощью конструктивных и технологических решений.

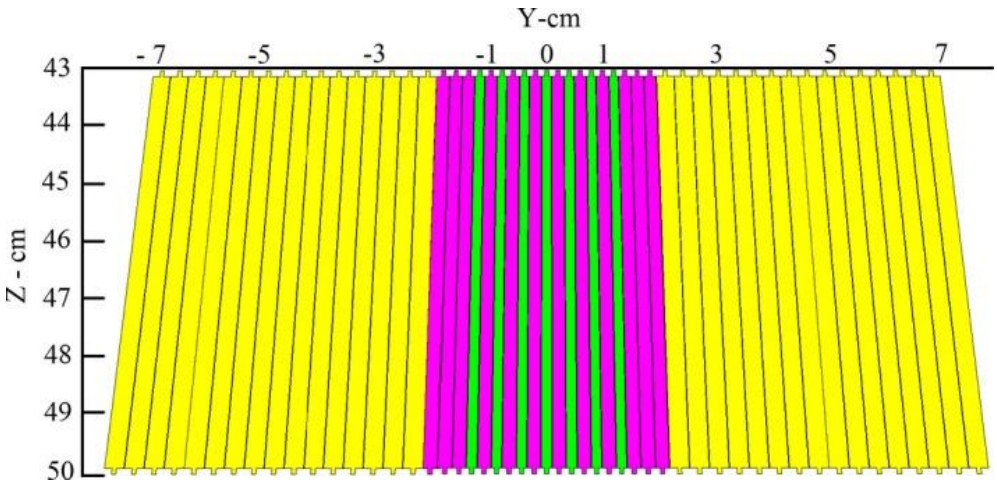



Рисунок 5 – Расположение лепестков МЛК. Семь пар, выделенных зеленым цветом 3,6 мм и 12 пар, выделенных фиолетовым 4,8 мм расположены в центре блока МЛК. Оставшихся лепестков толщиной 6,9 мм 32 штуки

## ЛИТЕРАТУРА

1. Состояние радиотерапевтической службы России: сравнительный анализ и перспективы развития Е.В. Хмелевский, А.Д. Каприн, ОНКОЛОГИЯ. ЖУРНАЛ им. П.А. ГЕРЦЕНА, 4, 2017.

2. Monte Carlo project for dosimetry modelling in the field of radiation oncology - https://github.com/RadOncSys/MC.

3. ГОСТ Р МЭК 60601-2-1-2013. Изделия медицинские электрические.

4. Часть 2-1 «Частные требования безопасности с учетом основных функциональных характеристик к электронным ускорителям, работающим в диапазоне от 1 до 50 МэВ».

# ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ПОДХОДЫ ОПТИЧЕСКОГО ДЕТЕКТИРОВАНИЯ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

В.Н. Морозов

*ИБХФ РАН, г. Москва*

Значительный интерес для лучевой терапии и ядерной медицины представляет использование продуктов нанотехнологии. Особенно перспективны наноматериалы в области детектирования и измерения меры воздействия ионизирующих излучений, поскольку на сегодняшний день дозиметрия является ключевым фактором обеспечения безопасности как получающих лучевое лечение онкологических пациентов, так и персонала соответствующих медицинских отделений. Одними из наиболее многообещающих в этом направлении классов агентов являются полупроводниковые нанокристаллы, а также дисперсные мезофазы с холестерической организацией частиц. В качестве примера в настоящем докладе представлены результаты экспериментального исследования возможностей детектирования высокоэнергетичного тормозного излучения с использованием нанокристаллов селенида кадмия, а также холестерических жидкокристаллических дисперсий (ХЖКД) ДНК, полученных методом фазового исключения в присутствии нейтрального полимера и солей. Эти системы привлекательны в первую очередь благодаря своим оптическим свойствам: высокому квантовому выходу люминесценции и выдающейся оптической активности соответственно. Кроме того, их отличает относительно низкая стоимость и простота изготовления. Оптический отклик образцов был исследован при облучении пучками тормозных фотонов, генерируемых ускорителями электронов Trilogy (Varian, США) и ИЛУ-14 (Институт ядерной физики имени Г.И. Будкера СО РАН, Россия), максимальные энергии в спектре которых составляли 6 МэВ и 7,5 МэВ соответственно. Установлено, что исследуемые системы могут быть использованы для измерения поглощенных доз электромагнитного ионизирующего излучения в диапазоне от нескольких Гр до десятков тысяч Гр и имеют довольно широкие возможности варьирования чувствительности, что в целом может быть перспективно не только для медицинских приложений, но и для таких направлений использования ионизирующих излучений как радиационная стерилизация, радиационная модификация материалов и т. д.

# ОЦЕНКА ПОБОЧНЫХ РАДИАЦИОННЫХ ЭФФЕКТОВ С ПОМОЩЬЮ ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКОГО ОБСЛЕДОВАНИЯ У ПАЦИЕНТОВ, ПОЛУЧАЮЩИХ РАДИОНУКЛИДНУЮ ТЕРАПИЮ

Хвостунов И.К.

*МРНЦ им. А.Ф. Цыба - филиал ФГБУ «НМИЦ радиологии» Минздрава России*

Радионуклидная терапия (РНТ) является интенсивно развивающимся методом лечения онкологических заболеваний. Применение РНТ дает возможность объединить диагностику и терапию в общий процесс, называемый «тераностика», что повышает степень персонализации лечения. Вместе с тем, радиофармпрепараты воздействует не только на опухолевые клетки, но и на здоровые ткани. Цель работы состояла в оценке дозы общего внутреннего побочного облучения пациентов, получающих РНТ, методом биодозиметрии. Для этого был применен анализ хромосомных аберраций в лимфоцитах крови стандартным и FISH-методом в клетках первого митоза. Оценка дозы проводилась по калибровочной зависимости с учетом эффекта мощности дозы. В исследование были включены три группы пациентов, проходящих РНТ с применением различных радиофармпрепаратов: группа 1 - натрия йодид, $^{131}$I при раке щитовидной железы; группа 2 - самарий оксабифор, $^{153}$Sm при метастазах в кости и группа 3 - радия хлорид [$^{223}$Ra] (Xofigo) при костных метастазах у больных раком предстательной железы. В группе 1 разовые активности составили 30,7-90,7 МБк/кг при суммарном числе лечебных курсов от 1 до 21 раза с интервалом 3 месяца. Анализ проводился дважды: до радиойодтерапии и сразу после выхода из «закрытой зоны», когда мощность дозы от пациента составляла менее 20 мкЗв/час на расстоянии 1 метр. Пациенты группы 2 получали самарий оксабифор, $^{153}$Sm из расчета 18,5 МБк/кг 1 раз за 8 недель в количестве 3-х введениях. В группе 3 радия хлорид [$^{223}$Ra] вводили из расчета 55 кБк/кг 1 раз за 4 недели при 6 введениях. Анализ выполнялся перед началом РНТ и через 4 недели после введения. Прирост частоты суммы дицентриков и центрических колец в результате РНТ в группе 1 составил 2,62±0,25/100 клеток, что соответствует средней дозе 0,79 Гр. Установлено, что порог миелотоксичности 2 Гр не был превышен ни в одном случае после однократного введения. Разовый прирост маркеров в группе 2 составил 1,87±1,10 и в группе 3 – 9,00±1,69/100 клеток, соответственно. Аналогично группе 1, в группе 2 дозы не превышали 2 Гр. В группе 3 был выявлен более высокий уровень аберраций, в 5-6 раз превышающий показатели группы 2. В результате оценка эффективной дозы при разовом назначении достигала 4,5 Зв. Вместе с тем, из клинических наблюдений известно, что

радия хлорид [$^{223}$Ra] обладает меньшей миелотоксичностью, чем самарий оксабифор, $^{153}$Sm. Данный факт диктует необходимость проведения дальнейших исследований.

Метод цитогенетического обследования доказал свою специфичность и перспективность в отношении оценки побочных последствий РНТ. Дальнейшее исследования впервые дадут возможность объективно оценить безопасность применяемых препаратов и усовершенствовать технологии их клинического применения.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Khvostunov I.K. et al. Cytogenetic biodosimetry and dose-rate effect after radioiodine therapy for thyroid cancer // Radiation and Environmental Biophysics. – 2017. – 56(3) – p. 213-226.

# Цитогенетическое обследование пациентов, получающих радионуклидную терапию в МРНЦ им. А.Ф. Цыба (Обнинск)

- Радиойодтерапия больных дифференцированным раком щитовидной железы
- Радионуклидная терапия больных с метастазами в кости

Цель работ:

Изучение нежелательных радиобиологических эффектов и оценка дозы внутреннего общего побочного облучения методом цитогенетической биодозиметрии для совершенствования персонализированных подходов к радионуклидной терапии

# Применение $^{131}$I-терапии при раке щитовидной железы

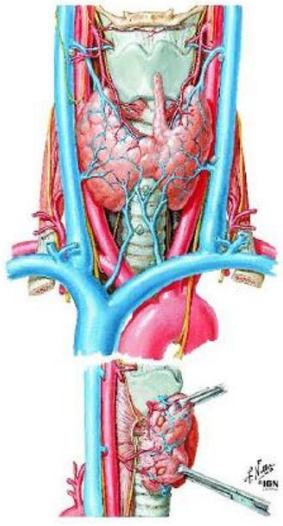
Цели радиойодтерапии при дифференцированном папиллярном и фолликулярном раке ЩЖ:

- Абляция остатков тиреоидной (и/или опухолевой) ткани
- Уничтожение, подавление (или сдерживание) роста метастазов

Задача терапии обеспечить терапевтическую поглощенную дозу

на остатки опухоли и
на метастазы > **120 Гр**
на остатки ЩЖ > **300 Гр**

При этом доза на все тело (на костный мозг) не должна превышать **2 Гр**



*(Martel, 2007)*

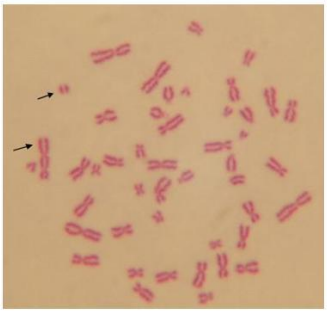
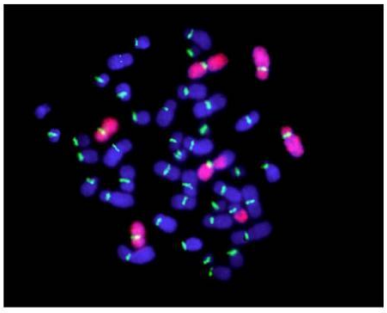
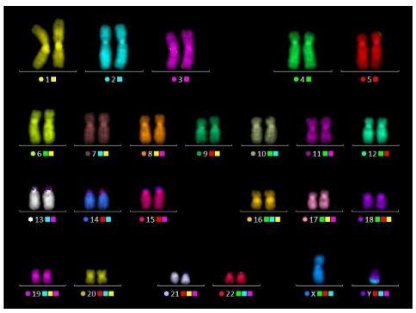
# Для кого необходимо цитогенетическое обследование?

- Для больных с метастазами в кости с целью углубленного изучения воздействия различных радиофармпрепаратов
- Для детей и подростков, вынужденных получать получающих радионуклидную терапию (и другие виды противоопухолевой терапии)
- Для больных раком щитовидной железы, получающих многократные курсы радиойодтерапии
- Для пациентов с почечной недостаточностью

# Почему именно цитогенетическое обследование?

- Цитогенетическая биодозиметрия является признанным стандартом, который рекомендован МАГАТЭ
- Хромосомные аберрации являются следствием индивидуальной радиочувствительности и способности восстанавливать радиационные повреждения
- Метод обследования безопасен для пациента

# Доступные методы анализа: стандартный метод (СМ), метод FISH и перспективный метод multiplex FISH (mFISH)

| СМ | FISH (2-4-12) | mFISH |
|---|---|---|
|  |  |  |

# Схема цитогенетического обследования

**Каждое обследование представляло собой анализ аберраций в двух последовательно взятых образцах крови, до и после курса РНТ**

**«до РНТ» - забор крови до введения препарата РНТ**

**«после РНТ» - забор крови сразу после выхода из закрытой зоны для $^{131}$I (3-4 дня) или при последующем поступлении пациента через 1 месяц или более для РНТ**

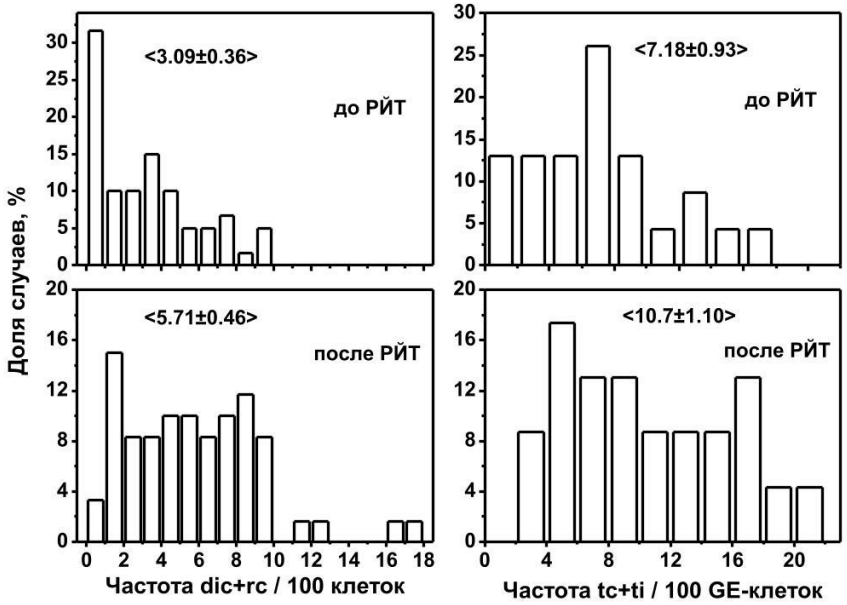
# Подгруппы обследованных пациентов

| Подгруппа | Число пациентов | РФП | Число назначений | Метод обследования |
|---|---|---|---|---|
| костные метастазы | 22 | $^{223}$Ra дихлорид | 1 - 3 | Стандартный |
| костные метастазы | 11 | $^{153}$Sm оксабифор | 1 - 6 | Стандартный |
| костные метастазы | 3 | $^{223}$Ra + $^{153}$Sm | 1 | Стандартный |
| первичные ДРЩЖ | 16 | $^{131}$I йодид натрия | 1 | Стандартный |
| повторные ДРЩЖ | 18 (22) | $^{131}$I йодид натрия | 2 - 17 | Стандартный + FISH |

# Новые достижения за последние два года

- Анализ закономерностей формирования побочной дозы в группе пациентов, получающих радиойодтерапию (РЙТ)
- Обследование пациентов, получающих сочетанные РЙТ и дистанционную лучевую терапию
- Обследование пациентов с костными метастазами, получающих радионуклидную терапию ($^{223}$Ra, $^{153}$Sm)
- Исследование зависимости побочной дозы от времени при длительной РЙТ

## Распределения частот нестабильных (dic+rc) и стабильных (tc+ti) радиационных маркеров в лимфоцитах крови обследованных пациентов до и после однократного курса РЙТ




# Список показателей для анализа

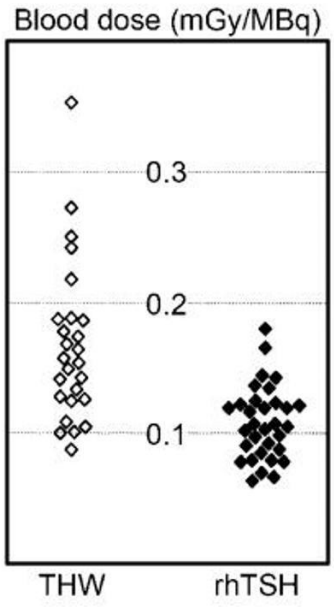
| Символ, размерность | Характеристика |
|---|---|
| **Act**, мКи | разовая введенная активность $^{131}$I |
| **Σact**, мКи | суммарная введенная активность $^{131}$I за предшествующие курсы РЙТ |
| Sex (м/ж) | пол пациента |
| Age, лет | возраст пациента на дату РЙТ |
| ΔT, ч | время от введения РФП до повторного забора крови |
| Rep (1/2) | кратность курсов РЙТ |
| Mst (0/1) | наличие отдаленных метастаз |
| TG, нг/мл | онкомаркер тиреоглобулин |
| aTG, мЕД/л | антитела к онкомаркер Тиреоглобулин |

# Корреляционная матрица зависимости дозы, оцененной по частоте нестабильных маркеров, от персональных показателей после однократной РЙТ

| | Dose | Age | Sex | Act1 | ΔT | TG | aTG | Rep | mts |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Dose | 1,000 | | | | | | | | |
| Age | 0,044 | 1,000 | | | | | | | |
| Sex | 0,024 | 0,159 | 1,000 | | | | | | |
| Act1 | 0,180 | 0,751 | -0,023 | 1,000 | | | | | |
| ΔT | 0,021 | -0,291 | -0,069 | -0,345 | 1,000 | | | | |
| TG | -0,042 | -0,217 | 0,070 | -0,317 | -0,044 | 1,000 | | | |
| aTG | 0,111 | -0,050 | -0,364 | 0,175 | -0,118 | -0,061 | 1,000 | | |
| Rep | 0,264 | 0,234 | -0,087 | 0,394 | -0,263 | 0,005 | 0,153 | 1,000 | |
| mts | 0,026 | -0,141 | -0,184 | -0,215 | 0,048 | 0,146 | 0,018 | 0,374 | 1,000 |

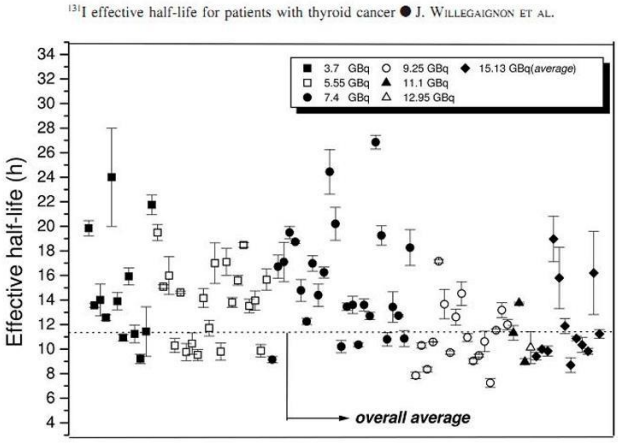
# Высокая вариабельность побочной дозы

100 мКи $^{131}$I; 70 кг



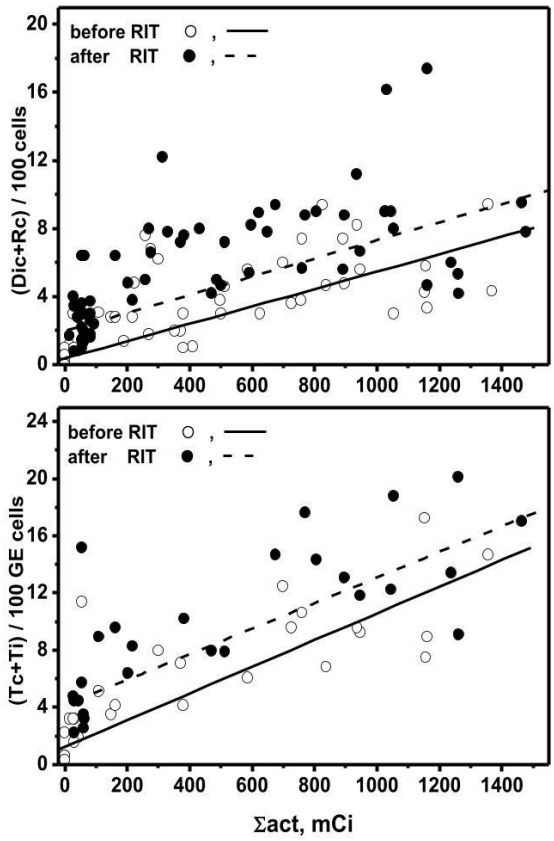

*( Haenscheid, 2006 )*

| T ½, сут | $k_D$, Гр/ГБк | D, Гр |
|---|---|---|
| 8,04 | 0,42 | 1,6 (максимум) |
| 0,3-1,0 (Willegaig, 2006) | 0,05-0,35 | 0,2-1,3 |



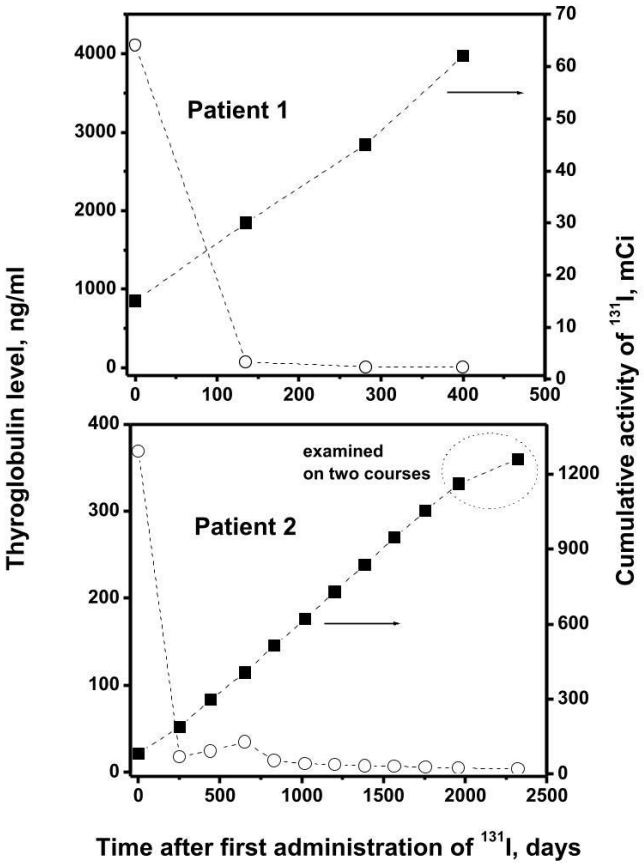
# Корреляционная матрица зависимости частоты нестабильных радиационных маркеров до РЙТ от персональных показателей при анализе назначений РЙТ нарастающим итогом

| | $Y_1$ | Age | Sex | Σact | ΔT | TG | aTG | Rep | mts |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| $Y_1$ | 1,000 | | | | | | | | |
| Age | 0,418 | 1,000 | | | | | | | |
| Sex | 0,138 | 0,159 | 1,000 | | | | | | |
| Σact | **0,738** | 0,632 | 0,043 | 1,000 | | | | | |
| ΔT | -0,163 | -0,291 | -0,069 | -0,328 | 1,000 | | | | |
| TG | -0,142 | -0,217 | 0,070 | -0,198 | -0,044 | 1,000 | | | |
| aTG | -0,029 | -0,050 | -0,364 | 0,044 | -0,118 | -0,061 | 1,000 | | |
| Rep | 0,667 | 0,234 | -0,087 | 0,602 | -0,263 | 0,005 | 0,153 | 1,000 | |
| mts | 0,113 | -0,141 | -0,184 | 0,166 | 0,048 | 0,146 | 0,018 | 0,374 | 1,000 |



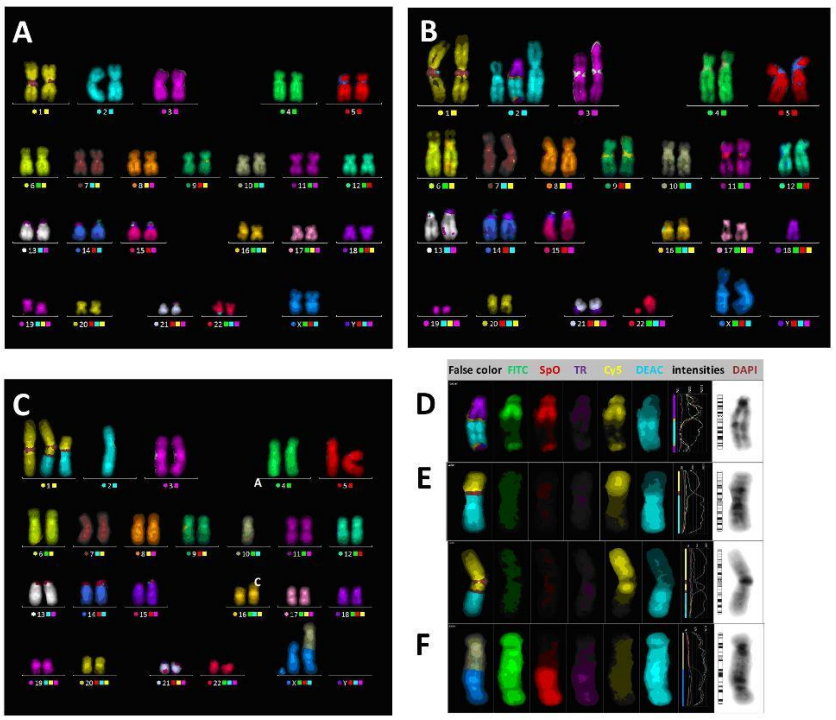

**Результаты статистического анализа зависимости суммарно введенной активности $^{131}I$ и частоты хромосомных аберраций у обследованных пациентов**

Соотношение частоты нестабильных (вверху) и стабильных (внизу) радиационных маркеров до и после РЙТ и суммарной введенной к началу очередной РЙТ активности РФП, мКи. Точки – индивидуальные данные, линии – регрессионные соотношения по формулам, приведенным в табл. 9 (сплошная линия– до РЙТ, пунктир - после РЙТ).

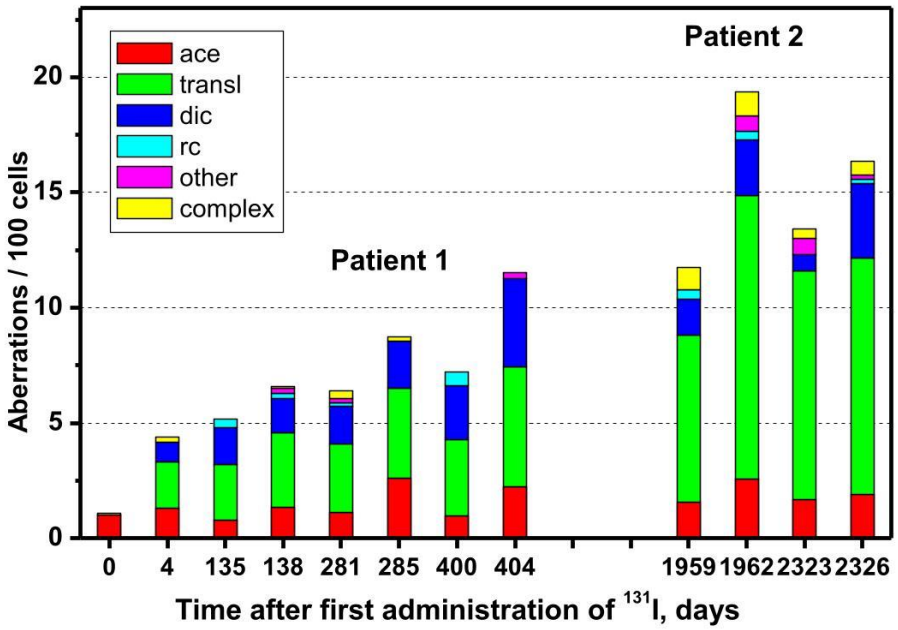



**Две пациентки 1.6 и 45 лет были обследованы в процессе РЙТ в течении 1-4 и 11-12 курсов РЙТ по цитогенетике тремя методами**

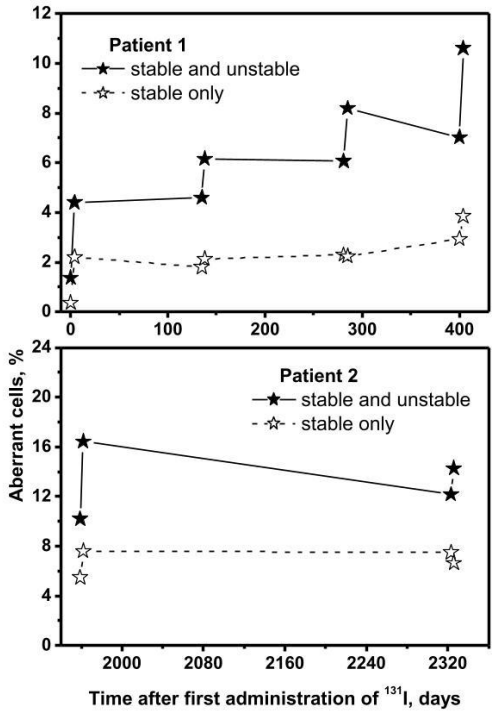
**A.** Кариограмма нормальной метафазы **B-C-D.** Результаты анализа аберрантных клеток



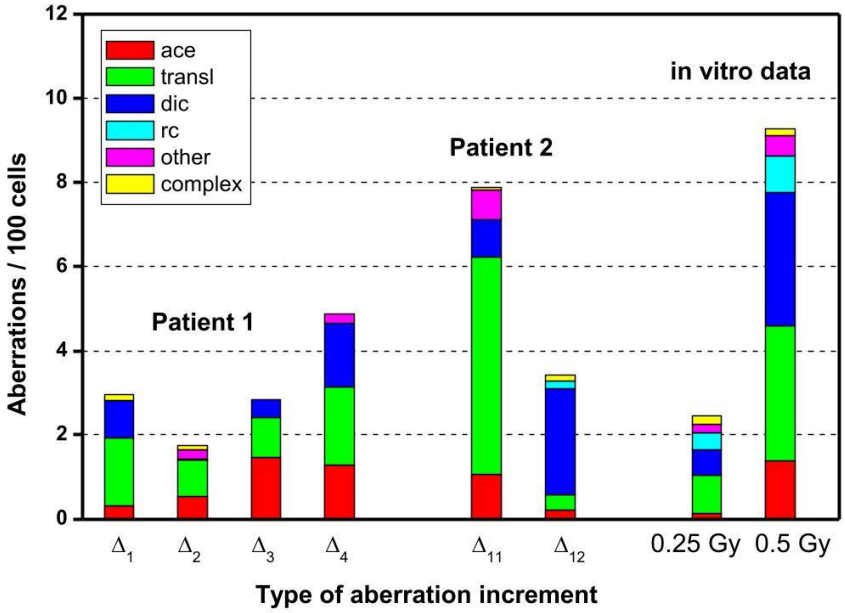
# Результаты цитогенетического обследования




# Результаты цитогенетического обследования



# Результаты цитогенетического обследования

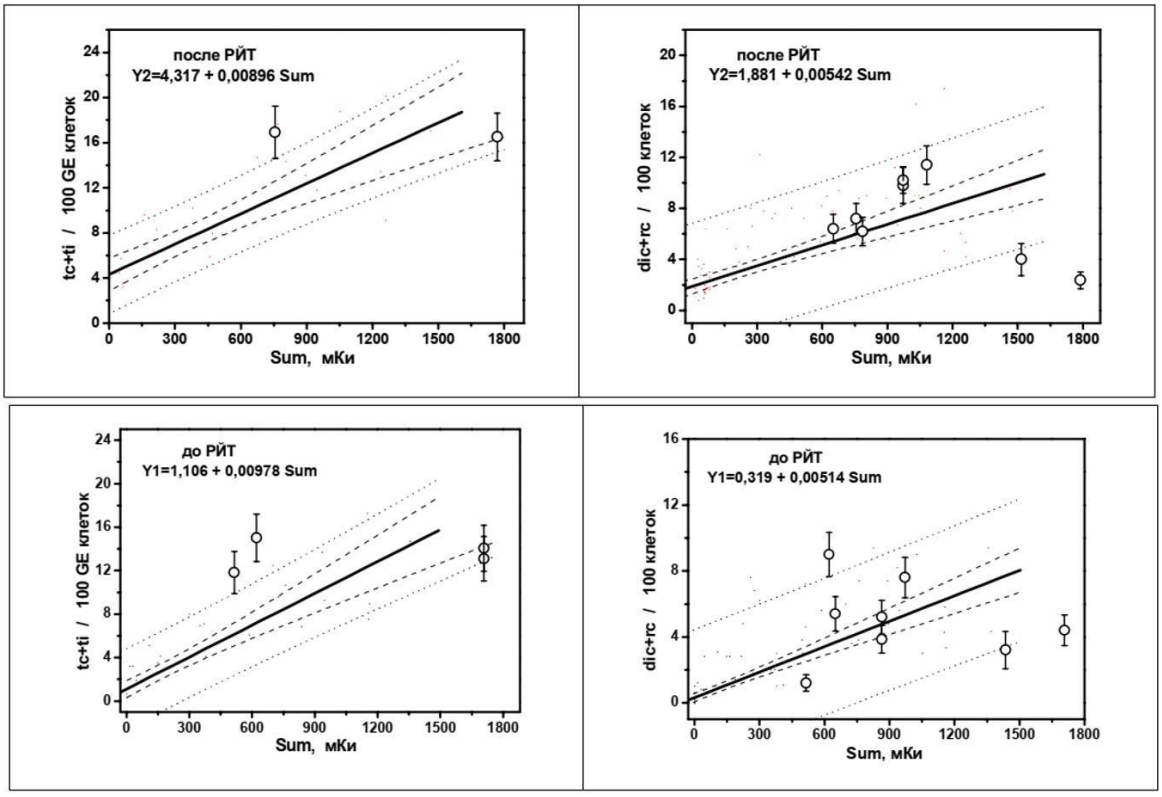


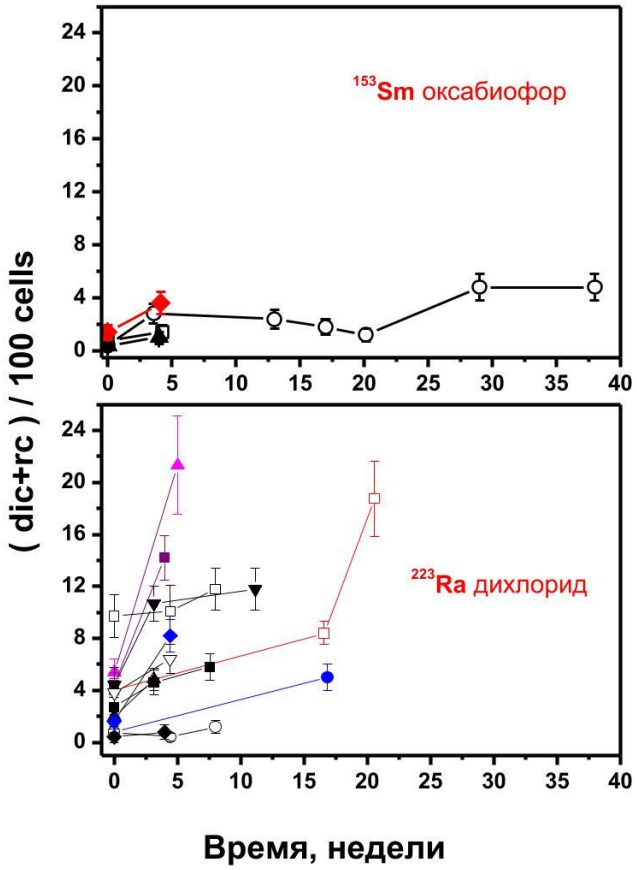

# Результаты оценки побочной дозы общего облучения

| Возраст | Доза от КТ | Доза от РЙТ | |
|---|---|---|---|
| | | dic+rc | tc+ti |
| 1 год 2 мес. | 110 мГр | - | - |
| 1 год 7 мес. | | 0.52 (0 – 0.84) Гр | - |
| 2 года | | 0.71 (0 – 1.20) Гр | 0.57 (0 – 1.49) Гр |
| 2 года 4 мес. | | 0.74 (0 – 1.23) Гр | 0.57 (0 – 1.49) Гр |
| 2 года 9 мес. | | 0.95 (0 – 1.53) Гр | 0.57 (0 – 1.54) Гр |

Суммарная побочная доза - 3 Гр на все тело

# Результаты для пациентов с РЙТ + ДЛТ




Динамика радиационных маркеров у обследованных пациентов с костными метастазами

# Аберрации и дозы от РНТ для больных с костными метастазами

## Персональные дозы на все тело

| Препарат | Код пациента | До РНТ клеток | До РНТ dic+rc | T, нед. | После РНТ клеток | После РНТ dic+rc | Прирост,% | D (CI), Гр |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| $^{153}Sm$ | Dn | 500 | 2 | 3.6 | 500 | 14 | 2.40 | 1.18 ( 0 -1.87) |
| | Dn | 500 | 6 | 9.0 | 500 | 24 | 3.60 | 1.63 (0.07-2.44) |
| $^{223}Ra$ | Af | 500 | 21 | 16.6 | 500 | 30 | 3.40 | 1.03 ( 0-1.67) |
| | Af | 500 | 42 | 4.0 | 224 | 42 | 6.59 | 1.71 (0.55-2.46) |
| | Fl | 500 | 22 | 4.0 | 500 | 71 | 4.40 | 1.65 (1.0-2.18) |
| | St | 250 | 2 | 16.9 | 500 | 24 | 3.80 | 1.0 (0.26-1.45) |
| | Ds | 500 | 27 | 5.0 | 150 | 32 | 15.3 | 2.18 (1.24-2.93) |

# Пространственно-дозиметрические свойства использованных РФП

# Выводы

- Цитогенетическая обследование позволяет учесть индивидуальные особенности пациента при оценке побочного воздействия РФП
- Прирост аберраций хромосом в результате РНТ характеризует радиочувствительность пациента и позволяет оценить персональную побочную дозу
- Соотношение результатов цитогенетического обследования пациентов с различными РФП дает возможность совершенствовать нормы и правила назначения тех или иных РНТ препаратов
- *Для оценки отдаленных последствий назначения РФП необходимо применение современных методов по сравнению со стандартным анализом и FISH-методом, например multiplex FISH*

# Перспективные задачи

- Обследование пациентов методом mFISH с целью оценки не только побочной дозы, но и качественных характеристик индуцированных аберраций всего генома
- Создание математической модели зависимости побочной дозы от времени при длительной РЙТ
- Обследование пациентов, получающих радионуклидную терапию ($^{177}$Lu, $^{186}$Re, $^{188}$Re)

# АКТУАЛЬНЫЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С БИОЛОГИЧЕСКИМИ ОТХОДАМИ ПАЦИЕНТОВ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ АМБУЛАТОРНОЙ РАДИОНУКЛИДНОЙ ТЕРАПИИ

А.В. Водоватов

*ФБУН НИИРГ им. П.В. Рамзаева, г. Санкт-Петербург*

## Радиоактивные отходы

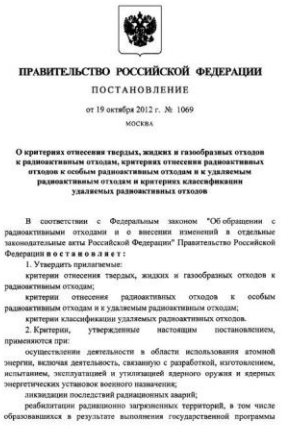
- радиоактивные отходы (РАО) - все отходы, независимо от их агрегатного состояния, для которых удельная активность содержащегося в них техногенного радионуклида превышает его минимально значимую удельную активность (МЗУА)
- Для смеси радионуклидов - сумма отношений удельных активностей содержащихся в отходах техногенных радионуклидов к их МЗУА должна превышать 1

## Отнесение к радиоактивным отходам

- При невозможности определения суммы отношений удельных активностей радионуклидов в отходах к их предельным значениям:
  - твердые отходы, содержащие радионуклиды, относятся к радиоактивным отходам в случае, если удельная активность радионуклидов в отходах превышает:

  1 Бк/г - для альфа-излучающих радионуклидов;
  100 Бк/г - для бета-излучающих радионуклидов.
  - жидкие отходы, содержащие радионуклиды, относятся к радиоактивным отходам в случае, если удельная активность радионуклидов в отходах превышает:

  0,05 Бк/г - для альфа-излучающих радионуклидов;
  0,5 Бк/г - для бета-излучающих радионуклидов.



ПРАВИТЕЛЬСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

ПОСТАНОВЛЕНИЕ

от 19 октября 2012 г. № 1069

москва

**О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов**

В соответствии с Федеральным законом "Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации" Правительство Российской Федерации **п о с т а н о в л я е т :**

1. Утвердить прилагаемые:

критерии отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам;

критерии отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам;

критерии классификации удаляемых радиоактивных отходов.

2. Критерии, утвержденные настоящим постановлением, применяются при:

осуществлении деятельности в области использования атомной энергии, включая деятельность, связанную с разработкой, изготовлением, испытанием, эксплуатацией и утилизацией ядерного оружия и ядерных энергетических установок военного назначения;

ликвидации последствий радиационных аварий;

реабилитации радиационно загрязненных территорий, в том числе образовавшихся в результате выполнения государственной программы

# Радиоактивные отходы в ядерной медицине

Твердые РАО

- Шприцы, флаконы, системы введения
- Использованные перчатки/спецодежда
- Одноразовая лабораторная посуда
- Детали и узлы оборудования
- Использованные генераторы
- Трупы животных/людей

Жидкие РАО

- Остатки радиоактивных растворов
- Сливные и сточные воды из
  - Унитазов/раковин
  - Санпропускников
  - Фасовочной, генераторной, моечной

# Амбулаторная радионуклидная терапия

- Пациент после введения РФП находится в отделении кратковременно (несколько часов)
- Традиционные препараты: 89Sr (β-излучатель)
- Внедрение в практику + перспектива: 223Ra, 225Ac, (α-излучатели)
- По формальным критериям – радионуклидная терапия
- Основная задача – максимальное внедрение в практику
  - В том числе в отделениях радионуклидной диагностики

# Проблематика вопроса

Радионуклидная диагностика

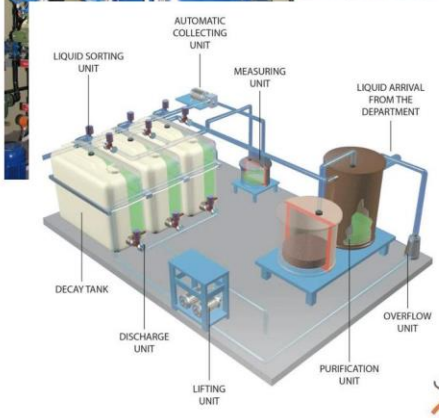
- П. 3.14.5 МУ 2.6.1.1892-04
- допускается выводить сточные воды от сливных раковин и туалетов непосредственно в хозяйственно-бытовую канализацию, т.е. наличие спецканализации с отстойниками в подразделениях радионуклидной диагностики in vivo не требуется

Радионуклидная терапия

- П. 2.5.19 СанПиН 2.6.1.2368-08
- Все среднеактивные жидкие РАО через дренажные трубы спецканализации должны собираться в накопительных баках выдержки на станции спецочистки жидких РАО отделения радионуклидной терапии. К ним должны быть подключены следующие помещения:
- - все без исключения "активные" палаты; в каждой из них раковина умывальника, трап и унитаз должны быть соединены со спецканализацией;
- - фасовочная и радиоманипуляционные (процедурные); установленные в них раковины и трапы должны быть соединены со спецканализацией;
- - туалет для амбулаторных больных, в котором унитаз должен быть соединен со спецканализацией;
- - сама станция спецочистки жидких РАО, где трап должен быть соединен с баками-накопителями жидких РАО

НИИРГ

# Спецканализация




- Общая площадь не менее 400 м$^2$
- Баки-отстойники, система радиационного контроля
- Выдержка ЖРО на распад (10 периодов полураспада)
  - Ra – 2 месяца
- Высокая стоимость
- Необходимость разработки нового проекта
- Малорентабельно

НИИРГ

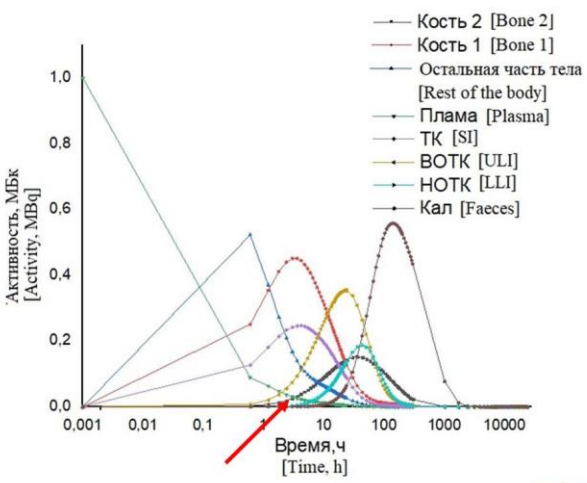
# Дополнительные ограничения

- ОСПОРБ 99/2010
- 3.12.13. Радиоактивные отходы, содержащие радионуклиды с периодом полураспада менее 15 суток, собираются отдельно от других радиоактивных отходов и выдерживаются в местах временного хранения для снижения их удельной активности до уровней, не превышающих приведенных в прилож. 3 Правил.
- 3.12.17. Разбавление жидких радиоактивных отходов с целью снижения их активности запрещается.
- 3.12.29. Эффективная доза облучения населения, обусловленная обращением с радиоактивными отходами, а также отходами, указанными в абзаце третьем пункта 3.12.6. Правил, включая этапы их хранения и захоронения, не должна превышать 10 мкЗв/год

НИИРГ

# Биологические отходы пациентов

- Короткоживущие радионуклиды – выводятся с мочой
- Радий – с калом
- Актиний - ??? С калом
- % выведения активности варьируется для различных препаратов/пациентов




НИИРГ

# Решения проблемы

- Работа без спецканализации (нарушение требований СанПиН 2.6.1.2368-08)
  - Отсутствие надлежащего обоснования
- Переоформление проекта на отделение радионуклидной терапии
  - Долговременный процесс
  - Экономические затраты
- Разработка импровизированных мер
  - Подгузники
  - Биотуалеты со сборниками для РАО
- Переработка нормативных документов

НИИРГ

| Радионуклид | Пациентов за мес | число сливов унитаза | объем ЖРО, литр/мес | введен активн МБ | Учитываем разбавление сточными водами медицинской организации 300 м³ в день 9000 м³ в месяц | ОА, Бк/мл | Постановл. Прав. 1069 | МЗУА, Бк/гр | T1/2, дн | Число T1/2 | Выдержка, дн |
|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|---|
| Sr | 20 | 2 | 240 | 150 | | 0,033 | 0,5 | 5,3 | 50,5 | 8 | 398 |
| Ra | 15 | 2 | 180 | 5,5 | | 0,0005 | 0,05 | 0,14 | 11,4 | 7 | 84 |
| Lu | 5 | 4 | 120 | 600 | | | 0,5 | 25 | 6,7 | 12 | 82 |
| Ac | 5 | 4 | 120 | 6 | | 1,667<br>0,001 | 0,05 | - | 10 | 10 | 100 |

НИИРГ

# Заключение

- Обращение с ЖРО в виде биологических выделений пациентов – одна из основных проблем обеспечения РБ в ядерной медицине
- Основные проблемы:
  - Жесткие (неоправданно???) критерии отнесения к РАО
  - Неготовность медицинских организаций к расширению РНТ
  - Отсутствие достоверных данных по выведению различных РФП с мочой/калом
  - Основные регулирующие документы – за пределами компетенции РПН
- Зарубежная практика – отсутствие четких указаний

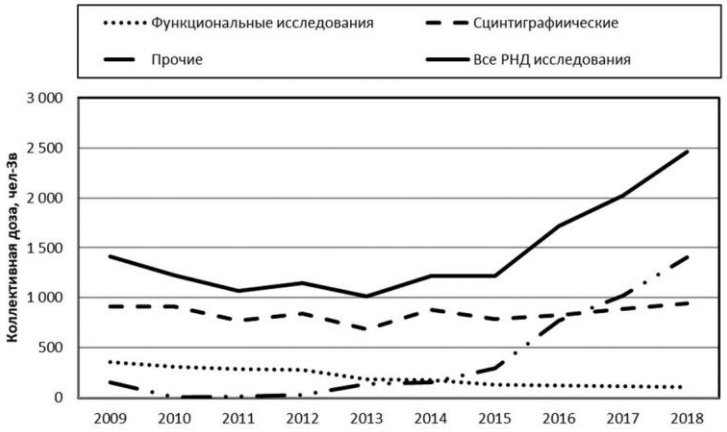
# ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ И ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ

Л. А. Чипига

*ФБУН НИИРГ им. П.В. Рамзаева, г. Санкт-Петербург*

## Ядерная медицина в РФ

- Применение открытых ИИИ для диагностики и терапии
- Развитие радионуклидной диагностики и терапии в РФ
  - Экстенсивно
  - Интенсивно

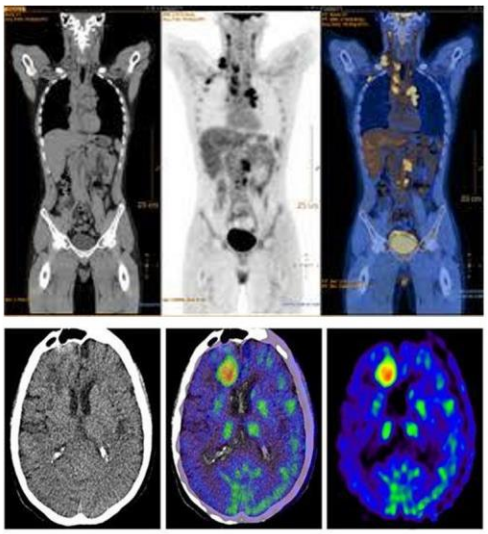


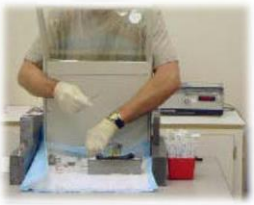

## Радионуклиды в ядерной медицине

- Диагностика:
  - Гамма-камеры, ОФЭКТ
    - $^{99m}$Tc, $^{123}$I, $^{67}$Ga
  - ПЭТ
    - $^{18}$F, $^{68}$Ga, $^{11}$C, $^{13}$N
- Перспектива:
  - ПЭТ
    - $^{89}$Zr, $^{64}$Cu

- Терапия:
  - $^{131}$I, $^{89}$Sr, $^{153}$Sm, $^{223}$Ra, $^{188}$Re
- Перспектива:
  - альфа
    - $^{225}$Ac
  - бета
    - $^{177}$Lu, $^{90}$Y, $^{67}$Cu, $^{117m}$Sn

# Особенности ядерной медицины



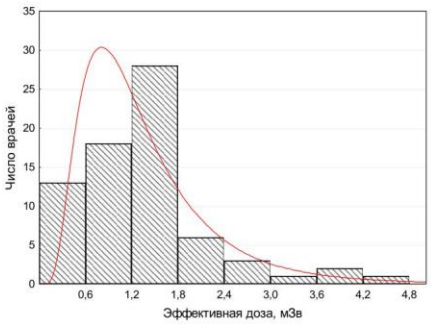


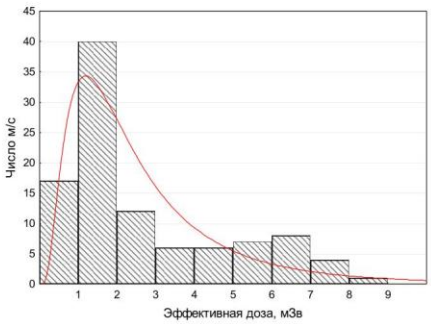
НИИРГ

# Радиационная защита

- Методика оценки стационарной радиационной защиты
- Требования к защитному оборудованию
- Требования к индивидуальным средствам радиационной защиты

# Дозы персонала



- Хрусталик глаза
  - Hp(3) < 3 мЗв/квартал м/с, радиохимики

- **Кожа рук**
  - **Hp(0,07) 5-200 мЗв/квартал м/с, радиохимики**

НИИРГ

# Радиационный контроль

- Индивидуальный дозиметрический контроль медицинского персонала группы А
- Радиационный контроль на рабочих местах
- Оценка доз облучения пациентов
- Контроль технического состояния и защитной эффективности передвижных и индивидуальных средств радиационной защиты
- Оперативный контроль уровней облучения
- Загрязнение рабочих поверхностей
- Радиационный контроль отходов (разные агрегатные состояния)

НИИРГ

# Радионуклидная терапия

- Вопросы связанные с радионуклидной терапией в амбулаторном режиме
  - Критерии выписки пациентов
  - Обращение с радиоактивными отходами
  - Оценка доз облучения пациентов

# РЗ населения

- Необходимость оценки критериев выписки пациентов для перспективных радионуклидов

НРБ 99/2009(2021) Критерии выписки пациентов

| Радионуклид | Т1/2, сут | МД, мкЗв/ч | Ао, ГБк |
|---|---|---|---|
| $^{131}$ I | 8 | 20 | 0,4 |
| $^{153}$ Sm | 2 | 100 | 9 |
| $^{188}$ Re | 0,7 | 80 | 12 |
| $^{177}$ Lu | 6,7 | 29 | 6,1 |
| $^{223}$ Ra | 11,43 | 17 | 0,4 |
| $^{225}$ Ac | 10,0 | 19 | 0,8 |
| $^{117m}$ Sn | 13,8 | 14 | 0,4 |
| $^{67}$ Cu | 2,6 | 75 | 5,5 |

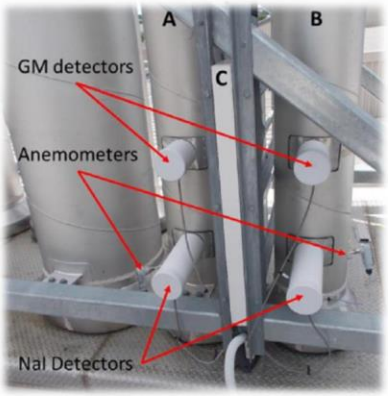
# Жидкие радиоактивные отходы

- проблема обра[illegible] отходами, образовавшими[illegible]тельности пациента
- требование к сп[illegible]
  - дифференциро[illegible]
  - объем собирае[illegible]

# Контроль твердых радиоактивных отходов

- Разработка требований к дозиметрическому обеспечению и методам контроля и учета твердых радиоактивных отходов

# Спецвентиляция



# Обеспечение качества

- Планирование РНТ
  - оценка доз в мишени (индивидуализированные модели)
  - сколько вводить активности радионуклида в РФЛП, сколько введений делать
  - погрешность в лучевой терапии 3-5% (в РНТ – порядки величины)

УТВЕРЖДАЮ
Руководитель Федеральной службы
по надзору в сфере защиты прав
потребителей и благополучия человека,
Главный государственный санитарный
врач Российской Федерации

А.Ю. Попова

2020 г.

2.6.7. ИОНИЗИРУЮЩЕЕ ИЗЛУЧЕНИЕ, СОСТОЯНИЕ ЗДОРОВЬЯ РАБОТНИКОВ И НАСЕЛЕНИЯ

МЕТОДЫ КОНТРОЛЯ В ПЭТ-ДИАГНОСТИКЕ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ

Методические указания
МУК 2.6.7.-20

I. ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

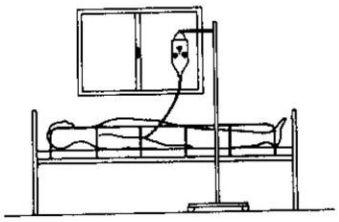
1.1. Настоящие методические указания (далее – МУК) определяют систему методов контроля для оптимизации радиационной защиты в позитронной эмиссионной томографии (далее – ПЭТ), в том числе совмещенной с рентгеновской компьютерной томографией (далее – ПЭТ/КТ), включая контроль радиофармпрепаратов (далее – РФП), используемых при проведении ПЭТ-исследований.

1.2. МУК распространяются на диагностические исследования, проводимые методом ПЭТ (ПЭТ/КТ).

1.3. МУК предназначены для органов и организаций Федеральной службы по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, а также могут быть использованы организациями, осуществляющими ПЭТ-диагностику и (или) ее обеспечение, обслуживание и (или) контроль.

1.4. МУК носят рекомендательный характер.

# Дозы пациентов в радионуклидной терапии



- Необходимость оценки дозы в мишени и других радиочувствительных органах
- Отсутствуют данные о фармакокинетике и биораспределении перспективных радиофармпрепаратов
- Длинные цепочки распада радионуклидов с большим числом дочерних радионуклидов
- Отсутствие калибровочных коэффициентов у дозкалибраторов

# Опубликованные данные $^{223}$Ra

**A Phase 1, Open-Label Study of the Biodistribution, Pharmacokinetics, and Dosimetry of $^{223}$Ra-Dichloride in Patients with Hormone-Refractory Prostate Cancer and Skeletal Metastases**

BJR

Received: 13 September 2016 | Revised: 29 March 2017 | Accepted: 3 May 2017

© 2017 The Authors. Published by the British Institute of Radiology under the terms of the Creative Commons Attribution-NonCommercial 4.0 Unported License http://creativecommons.org/licenses/by-nc/4.0/ which permits unrestricted non-commercial reuse, provided the original author and source are credited.

Cite this article as: Plus GD. Imaging and dosimetry for radium-223: the potential for personalized treatment. Br J Radiol 2017; 90: 20160748.

REVIEW ARTICLE

**Imaging and dosimetry for radium-223: the potential for personalized treatment**

Figure 3. Anterior scans of radium-223 at days 0, 1, 2, 3 and 6

| Орган/ткань | Поглощенные дозы от альфа-излучения за одну процедуру (55 кБк/кг), Гр | | | |
|---|---|---|---|---|
| | МКРЗ [Lassmen et al. 2017] | [Chittenden et al. 2015] | Ксофиго [EANM, 2017] | Модель Taprogge et al. 2019 |
| **Красный костный мозг** | **0,277** | **0,682-3,827** | **0,508** | **0,025** |
| **Поверхность кости** | **2,888** | **8,974-50,512** | **4,389** | **0,177** |
| Тонкий кишечник | 0,012 | - | 0,012 | 0,001 |
| Толстый кишечник | 0,036 | - | - | 0,001 |

П.В. Рамзаева, Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, Санкт-Петербург, Россия
[2]Российский научный центр радиологии и хирургических технологий им. академика А.М. Гранова, Санкт-Петербург, Россия

al Marsden

for radionuclide therapy with radium-223 of metastatic castration-resistant prostate cancer

Thorsten D. Poeppel[1] · Daria Handkiewicz-Junak[2] · Michael Andreeff[3] · Alexander Becherer[4] · Andreas Bockisch[1] · Eva Fricke[5] · Lilli Geworski[6] · Alexander Heinzel[7] · Bernd J. Krause[8] · Thomas Krause[9] · Markus Mitterhauser[10,11] · Wilfried Sonnenschein[1] · Lisa Bodei[12] · Roberto C. Delgado-Bolton[13] · Michael Gabriel[14,15]

# Заключение

## Актуальные вопросы радиационной безопасности в ядерной медицине:

- Разработка критериев выписки пациентов
- Совершенствование требований по обращению с отходами и их гармонизация с зарубежными регулирующими документами
- Разработка методик радиационного контроля
- Разработка методик оценки доз пациентов

ПРИ ПОДДЕРЖКЕ:

МИНИСТЕРСТВО НАУКИ
И ВЫСШЕГО ОБРАЗОВАНИЯ
РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ

Российская Академия Наук

РОСАТОМ

ИБРАЭ

ИНФОРМАЦИОННЫЕ ПАРТНЕРЫ:

ТАСС
ИНФОРМАЦИОННОЕ АГЕНТСТВО РОССИИ

АРКТИКА
ЭКОЛОГИЯ И ЭКОНОМИКА
НАУЧНЫЙ И ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ

ПО «МАЯК»
ЖУРНАЛ «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»

АТОМНАЯ 2.0 ЭНЕРГИЯ

РАДИАЦИОННАЯ ГИГИЕНА

ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

АНРИ

## СЕКЦИИ XI РОССИЙСКОЙ НАУЧНОЙ КОНФЕРЕНЦИИ «РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА И РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ В ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЯХ»

**СЕКЦИЯ № 1 «РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ»**

**СЕКЦИЯ № 2 «РАСЧЕТНЫЕ КОДЫ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ ЗАЩИТЫ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ»**

**СЕКЦИЯ № 3 «БЕЗОПАСНОСТЬ НА ЗАВЕРШАЮЩИХ СТАДИЯХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА»**

**СЕКЦИЯ № 4 «ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ЯДЕРНОЙ МЕДИЦИНЕ»**

http://фцп-ярб2030.рф/conf2020/
Организационный комитет: тел.: 8 (495) 955-23-42, email: conf2020@ibrae.ac.ru