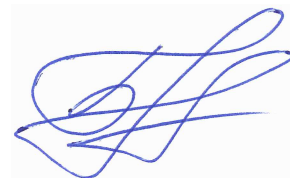


ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК

На правах рукописи



БЛОХИН ПАВЕЛ АНАТОЛЬЕВИЧ

**РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ОБЪЕКТОВ
ЯДЕРНОЙ ТЕХНИКИ НА ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНЫХ СТАДИЯХ ИХ ЖИЗНЕННОГО
ЦИКЛА**

05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование,
эксплуатацию и вывод из эксплуатации

ДИССЕРТАЦИЯ
на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Научный руководитель:
д. т. н. И. И. Линге

МОСКВА – 2019

ОГЛАВЛЕНИЕ

Введение	4
1. Актуальные задачи оценки радиационных характеристик объектов ядерной техники	9
1.1 Роль расчетных комплексов при обоснования радиационной безопасности ЯРОО9	
1.2 Современное состояние расчетных программ и константного обеспечения для моделирования радиационных характеристик ОИАЭ	14
1.3 Постановка цели.....	22
2. Разработка расчетного инструментария для повышения эффективности и безопасности при решении задач заключительных стадий жизненного цикла ядерно и радиационно опасных объектов	24
2.1 Архитектура комплекса.....	26
2.2 Модуль нуклидной кинетики.....	30
2.2.1 Математическая модель модуля нуклидной кинетики.....	30
2.2.2 Алгоритм расчета динамики энерговыделения ОЯТ и РАО	33
2.2.3 Алгоритм формирования характеристик источника излучения на основе оцененных ядерных данных	35
2.2.4 Формирование библиотек ядерных данных для программы нуклидной кинетики	39
2.3 Алгоритм автоматизированного формирования расчетной модели объекта на основе САПР-модели	40
2.3.1 Алгоритм конвертации САПР-модели объекта в расчетную модель	42
2.4 Выводы.....	44
3. Верификация кода нуклидной кинетики	46
3.1 Расчетное моделирование бенчмарк-экспериментов и кросс-верификация	46
3.2 Заключение к главе 3	60
4. Практические примеры решения задач заключительных стадий жизненного цикла объектов использования атомной энергии.....	62

4.1	Обращение с ОЯТ	62
4.1.1	Оценка радионуклидных составов и характеристик ОЯТ реакторов ВВЭР-440 63	
4.1.2	Оценка сроков удаления ОЯТ с БиАЭС.....	67
4.2	Обращение с РАО	70
4.2.1	Оценка радионуклидных составов РАО класса 2 реактора ВВЭР-440.....	72
4.2.2	Подход к определению радиологически значимых радионуклидов в РАО класса 1 в контексте долговременной безопасности	81
4.2.3	Повторное использование радиационно загрязненных металлов в атомной промышленности.....	92
4.2.4	Особенности задач радиационной защиты по выводу из эксплуатации ЯРОО	99
4.3	Заключение к главе 4	103
	Заключение	105
	Список сокращений.....	107
	Список литературы.....	109
	ОСНОВНЫЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ.....	120

Введение

Актуальность темы исследования

Перспективы развития атомной промышленности и ядерных технологий определяются многокомпонентной системой факторов различной природы (технологические, экономические, социальные и т. д.). Эти факторы должны учитываться, в частности, при решении задач в одной из ключевых проблемных областей атомной отрасли, связанной с безопасным обращением с радиоактивными отходами (РАО), отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и выводом из эксплуатации (ВЭ) объектов использования атомной энергии – ОИАЭ (далее также – объектов ядерной техники), т.е. задач заключительных стадий жизненного цикла (ЗСЖЦ) объектов.

Ввиду очевидных приоритетов, имевшихся в период становления атомной отрасли, проблемам ЗСЖЦ ОИАЭ на протяжении долгого времени не уделялось должного внимания. Это привело к тому, что к началу 2000-х годов по ряду объектов назрела критическая потребность в решении вопросов эксплуатационной и долговременной безопасности (Теченский каскад водоемов, хранилища ОЯТ РБМК-1000 и ВВЭР-1000, обращение с ОЯТ АМБ и ЭГП-6 и т. д.). Для этого были приняты несколько федеральных целевых программ по тематике обеспечения ядерной и радиационной безопасности, которые успешно реализуются.

При проработке вариантов выполнения работ на ЗСЖЦ ОИАЭ возникают потребности в оценках текущего состояния безопасности и его изменений в ходе реализации различных технических решений. Современный уровень развития вычислительной техники и программного обеспечения позволяет, при должном соблюдении процедуры обоснования безопасности, покрыть значительную часть этих потребностей за счет использования специализированных программных средств (ПС). Масштабно проблемы заключительных стадий жизненного цикла стали рассматриваться относительно недавно, поэтому их специализированное методическое и программное обеспечение до последнего времени не разрабатывалось на должном уровне.

Одна из системных задач ЗСЖЦ ОИАЭ связана с получением уточнённых оценок радиационных характеристик РАО и ОЯТ, а также создаваемых ими полей ионизирующих излучений. Здесь имеется принципиальное отличие от обоснования радиационной безопасности при проектировании ОИАЭ, где заранее известны все их ключевые параметры (геометрия, характеристики источников ионизирующих излучений и т. д.), а неопределенности носят прогнозируемый характер. В рассматриваемой проблематике, как правило, нет точной информации о характеристиках объекта, а результаты проводимых измерений не всегда можно однозначно интерпретировать, требуется разрабатывать специальные подходы и методологическую базу.

Проведенный анализ степени разработанности темы исследования показал, что существующие программные средства, которые можно применять в указанной области, создавались с ориентацией на решение реакторных задач (расчеты критичности, эффектов реактивности, моделирование топливных кампаний, облучения материалов и др.), но, с учетом особенностей задач ЗСЖЦ, требуется их доработка в части подходов к подготовке исходных данных, включая формирование специализированного константного обеспечения для моделирования источников излучения.

Можно также утверждать, что соотношение количества исследований (публикаций), ориентированных на проектные характеристики установок, и количества публикаций, учитывающих отклонения от проектных параметров эксплуатации установок, определяется значениями порядка 1000.

В связи с этим, для решения задач ЗСЖЦ актуально создание специализированного инструментария, состоящего из методического обеспечения и взаимосвязанного набора программных средств.

Цель работы. Цель диссертационного исследования – разработка расчетно-методического инструментария для решения задач обоснования радиационной безопасности, эффективности и экологической приемлемости практических работ на заключительных стадиях жизненного цикла ОИАЭ (в том числе ВЭ, обращение с ОЯТ и захоронение РАО).

Поставленная цель потребовала решения следующих задач:

- формализация актуальных и идентификация перспективных проблем обеспечения радиационной безопасности и экологической приемлемости ЗСЖЦ ОИАЭ и разработка требований к разрабатываемому инструментарию для их решения;
- анализ методов и средств программного и константного обеспечения расчетов радиационных характеристик ОЯТ и РАО, создаваемых ими полей ионизирующих излучений;
- разработка методической, программной и константной составляющих расчетно-методического инструментария, включая разработку базы данных и верификацию расчетных программ;
- апробация выполненных разработок на типовых задачах ЗСЖЦ ОИАЭ.

Научная новизна работы.

Разработан специализированный расчетно-методический инструментарий для обоснования оптимальных решений по обеспечению радиационной безопасности и экологической приемлемости ЗСЖЦ ОИАЭ, в том числе, вывода из эксплуатации, обращения с РАО и ОЯТ.

Разработан алгоритм автоматизированного формирования трехмерной расчетной модели объекта для расчета переноса ионизирующих излучений методом Монте-Карло на основе результатов реинжиниринга данных об объекте из систем автоматизированного проектирования (САПР).

Разработан алгоритм формирования перечня радионуклидов, значимых в контексте оценки долговременной безопасности захоронения РАО.

Проведены расчетные исследования и получены новые данные:

- о характеристиках вариантов повторного использования радиоактивно загрязненных металлов в атомной отрасли;
- о параметрах радиационной защиты при транспортировании ОЯТ Билибинской АЭС для различных времен его выдержки.

Практическая значимость работы определяется широким диапазоном прикладных задач обоснования радиационной безопасности и экологической приемлемости объектов ядерной техники, решаемых с применением разработанных программных средств. Результатами их практического применения стали:

- уточненные радиационные характеристики ОЯТ реакторов ВВЭР-440;
- рекомендованные данные по энерговыделению остеклованных ВАО и характеристикам их гамма- и нейтронного излучений;
- радиационные характеристики РАО (оболочки ТВЭЛ и ТВС, внутрикорпусные устройства, корпус и элементы радиационной защиты) реактора ВВЭР-440;
- оценки снижения массы ТУК (на 8 т и более) за счет уменьшения толщины радиационной защиты (как минимум, на 5 см) при транспортировании ОЯТ БиАЭС для различных времен хранения (35 и более лет);
- оценки максимальной удельной активности (300 Бк/г по ^{60}Co) изделий (арматура и контейнеры для обращения с РАО), выполненных из радиоактивных металлов.

Отдельные элементы разработанного расчетно-методического инструментария были внедрены на предприятиях Госкорпорации «Росатом»: АО «ОДЦ УГР» и ФГУП «ПО «Маяк». На ПС для расчета энерговыделения в процессе радиоактивного распада получено свидетельство о государственной регистрации № 2018616382. Результаты работы могут быть

использованы при планировании работ по ВЭ ОИАЭ, оптимизации работ с источниками ионизирующих излучений, характеристики РАО и ОЯТ.

Личный вклад соискателя состоит в:

- формулировке основных требований к составу и архитектуре расчетно-методического инструментария;
- обосновании и разработке ключевых элементов этого инструментария, включая:
 - алгоритм конвертации САПР-модели объекта в формат Монте-Карловской программы для расчета переноса ионизирующих излучений;
 - программные средства обработки библиотек оцененных ядерных данных и формирования на их основе набора библиотек констант для расчетов характеристик источников ионизирующих излучений;
- подготовке набора тестовых задач и расчетных моделей в ходе верификации модуля нуклидной кинетики и программы TDMCC;
- разработке моделей и проведении расчетных исследований радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО;
- обосновании и разработке алгоритма формирования перечня значимых радионуклидов, в контексте оценки долговременной безопасности захоронения РАО;
- проведении расчетных исследований и анализа радиационной безопасности при обращении с ОЯТ и РАО.

Основные положения, выносимые на защиту:

Специализированный расчетно-методический инструментарий для решения задач обоснования радиационной безопасности и экологической приемлемости ЗСЖЦ ОИАЭ, включая:

- обоснование состава и архитектуры программного комплекса;
- алгоритм автоматизированного формирования трехмерной расчетной модели объекта в формате программы TDMCC для расчета переноса нейтронного и гамма излучений;
- алгоритм формирования перечня радионуклидов, значимых в контексте оценки долговременной безопасности захоронения РАО;
- результаты верификации и валидации ПС для расчета радионуклидных составов и радиационных характеристик ОЯТ и РАО.

Результаты практической апробации разработанного расчетно-методического инструментария, включая:

- зависимости изменения активности, энерговыделения и мощности дозы гамма-излучения для различных типов РАО, образующихся в процессе ВЭ реакторов ВВЭР-440, и формирование перечней радионуклидов, вклад которых в оцененные характеристики является определяющим в различные времена выдержки;
- оценку параметров требуемой для транспортировки радиационной защиты упаковки ОЯТ БиАЭС после его долговременного хранения;
- характеристики вариантов повторного использования радиоактивных металлов в атомной промышленности;
- перечень значимых радионуклидов в остеклованных ВАО для оценки долговременной безопасности их захоронения.

Достоверность полученных результатов и выводов диссертации подтверждается:

- применением верифицированных программных средств для расчета переноса ионизирующих излучений;
- сравнением результатов, полученных с использованием разработанной программы расчета нуклидной кинетики и бенчмарк-экспериментов.
- внедрением ПС и результатов расчетов в практическую деятельность эксплуатирующих организаций;
- публикациями в реферируемых изданиях и рассмотрением на российских и международных научных конференциях.

Апробация работы. Материалы диссертации докладывались на 17 российских и международных конференциях.

Публикации. По теме диссертации опубликовано 34 научных работы, из них 8 статей в специализированных изданиях, включая 4 статьи в журналах по перечню ВАК Минобрнауки России, 5 препринтов и 21 доклад на российских и международных конференциях и семинарах.

Структура и объем работы. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка литературы из библиографических ссылок. Общий объем работы составляет 124 страницы основного текста, включая 40 таблиц и 63 рисунка, в том числе графики.

1. Актуальные задачи оценки радиационных характеристик объектов ядерной техники

Перед предметным рассмотрением выбранной темы необходимо сделать одно терминологическое уточнение. Объекты ядерной техники, согласно специальности 05.14.03, это ядерные реакторы и термоядерные установки, изотопные источники и установки, использующие изотопные источники, комплексы ядерного топливного цикла, включая их оборудование, компоненты, системы нормальной эксплуатации и системы безопасности. На практике принята несколько другая категоризация объектов. Согласно статье 3 Федерального закона (ФЗ) № 170 [1], к категориям объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) относятся ядерные установки (ЯУ), радиационные источники (РИ), пункты хранения (ПХ), тепловыделяющие сборки (ТВС) ядерного реактора, облученные тепловыделяющие сборки (ОТВС) ядерного реактора, ядерные материалы (ЯМ), радиоактивные вещества (РВ), радиоактивные отходы (РАО), ядерное топливо (ЯТ) и отработавшее ядерное топливо (ОЯТ). В рамках проблематики ядерного наследия давно используется еще одно понятие – так называемый ядерно и радиационно опасный объект (ЯРОО). В работе будет в основном использоваться категоризация, предусмотренная федеральным законом, а в тех случаях, когда речь идет о всех типах объектов, – для краткости будет использоваться понятие ЯРОО.

1.1 Роль расчетных комплексов при обоснования радиационной безопасности ЯРОО

Методы решения задач радиационной физики, в том числе оценки требуемых мер радиационной защиты и иных параметров безопасности объектов, делятся на два взаимно дополняющих метода: экспериментальный (эмпирический) и расчетный. Первый, как метод получения новых знаний, себя в основном исчерпал и на данный момент применяется наиболее часто в качестве источника верификационных данных. По мере накопления теоретических и экспериментальных знаний стали активно развиваться расчетные методы и, как их следствие, программы, которые со временем стали неотъемлемым инструментом сопровождения работ по проектированию, эксплуатации и выводу из эксплуатации всех категорий объектов ядерной техники. Следствием этого явилась их глубокая дифференциация по уровням точности (от полуэмпирических до прецизионных) и функциональным возможностям.

Развитие программных средств всегда сопровождалось с потребностью в решении актуальных проблем. Именно по этой причине в настоящее время накоплен значительный опыт в разработке и применении расчетных программ при проектировании и эксплуатации объектов ядерной техники. Задачи заключительных стадий жизненного цикла стали масштабно рассматриваться только в последнее десятилетие, а их специализированное расчетное

сопровождение и методическое обеспечение практически отсутствовали или имели общий и теоретический характер.

Такая ситуация, с продолжительным игнорированием проблем ЗСЖЦ, сложилась еще на заре становления атомной промышленности, когда главной проблемой был успешный ввод объектов в эксплуатацию и отработка новых ядерных технологий. Вопрос определения дальнейшей судьбы объектов и вывода из эксплуатации не рассматривался в силу ограниченности трудовых и временных ресурсов и отсутствия опыта.

Для последнего десятилетия характерно возникновение новых, с позиций разнообразия конструкций, требований к точности расчета функционалов, расчетных задач по всем направлениям развития ядерной техники. Во-первых, это современные проекты ядерных реакторов (БРЕСТ-ОД-300, БН-1200 и др.) и ранее не создававшихся объектов, например, пунктов захоронения РАО [2]. Во-вторых, это повышение надежности оценки характеристик строящихся АЭС [3] и, в-третьих, это широкое внедрение комплексов ядерной медицины [4]. Практическая потребность в их решении на высоком научно-техническом уровне стимулировала общее развитие расчетных средств, однако проблемы завершающих стадий жизненного цикла объектов они не затрагивали.

Большой комплекс новых задач, в первую очередь связанных с обеспечением безопасного обращения с РАО и ОЯТ и безопасности при выводе из эксплуатации ЯРОО, уже решается в рамках работ по ядерному наследию [5-7]. При этом можно выделить, по крайней мере, пять направлений расчетных исследований, где требуется совершенствование методической базы и программных средств:

- 1) Характеризация РАО и источников излучений по результатам измерений дифференциальных и интегральных характеристик полей ионизирующих излучений.

Решение обратной задачи, т. е. определения характеристик источника ионизирующих излучений (ИИИ) по результатам измерений, является сложным и зачастую не имеющим однозначного решения. Разработка взаимосвязанного подхода характеризации РАО и ИИИ с применением расчетных исследований и измерений может значительно снизить неопределенности в определении требуемых параметров.

Такие задачи встречаются при проведении КИРО и характеризации накопленных РАО. Например, определение радионуклидных составов РАО класса 1 [8], планируемых к размещению в пункте глубинного захоронения РАО (ПГЗРО) [2]. На данный момент значительное количество таких отходов накоплено в процессе переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на заводе РТ-1, расположенного на ФГУП «ПО «Маяк» [9]. В силу

отсутствия на протяжении долгого времени практической необходимости, знания о радионуклидном составе РАО характеризуются существенными пробелами и большими неопределенностями по ряду ключевых для оценки долговременной безопасности, но ранее не рассматриваемых радионуклидов. Для целей оценки долгосрочной безопасности ПЗРО минимизация неопределенностей является одной из приоритетных задач. Измерение радионуклидного состава РАО с помощью методов неразрушающего контроля представляется крайне трудновыполнимым мероприятием в силу объективных причин, обусловленных высоким фоном излучений. Решение этой проблемы без привлечения расчетных комплексов и формирования специальных условий для измерений не представляется практически реализуемым. Поэтому, для ее успешного решения предстоит выполнить комплекс расчетных и экспериментальных исследований с целью разработки методического подхода, который позволит оценить радионуклидный состав для каждой партии упаковок РАО при условии известной истории их образования.

Для более эффективного планирования проведения исследований, необходимо также определить радионуклиды, значимые для оценки долговременной безопасности. В отличие от этапа загрузки РАО в ПЗРО, когда радиационную обстановку определяют достаточно хорошо известные и измеряемые радионуклиды, так как они являются источниками гамма- и нейтронного излучений, задача определения значимых радионуклидов в контексте оценки долговременной безопасности, то есть на десятки и сотни тысяч лет существенно сложнее. Для её решения требуется выполнить ряд расчетно-экспериментальных исследований, направленных на реконструкцию содержания долгоживущих и труднодетектируемых радионуклидов, а затем оценить изменение радионуклидного состава РАО на долгосрочный период, в том числе с учетом цепочек радиоактивного распада.

2) Прогнозирование остаточной радиоактивности, тепловыделения и иных последствий облучения материалов.

Объектом исследований в этом направлении являются, в первую очередь, ПЗРО. Здесь выделяются два типа задач, первые – расчет тепловыделения на долгосрочный период, вторые – расчет дозовых нагрузок на материал инженерных барьеров безопасности. Расчет тепловыделения за счет радиоактивного распада и ядерных реакций требуется для дальнейшей оценки температуры упаковок с РАО или ОЯТ, а оценка дозовых нагрузок на материал защиты – один из факторов, влияющих на изменения изоляционных свойств инженерных барьеров безопасности.

Оценки остаточного тепловыделения проводятся на протяжении долгого времени, применительно к определению необходимых условий для промежуточного хранения ОЯТ и РАО, полученного в результате переработки ОЯТ. Например, хранилища ОЯТ ВВЭР-1000 и РБМК-1000 на ФГУП «ГХК», остеклованные ВАО (ОВАО) на ФГУП «ПО «Маяк». Сейчас же становятся актуальными более сложные задачи, связанные с расчетом энерговыделения для целей оценки долговременной безопасности ПГЗРО, соответствия критериям приемлемости и т. д. С учетом того, что никаким другим способом, кроме расчетного, спрогнозировать изменение тепловыделения в течение длительного времени не представляется возможным, роль расчетных программ в этом случае является определяющей. Такие расчеты необходимо обеспечить верифицированными ядерно-физическими данными и радиационными характеристиками ядер. Можно выделить две особенности в проведении оценок: первая – временной интервал, на который будут распространяться расчетные исследования, второй – детальный учет цепочек радиоактивного распада. При этом неизбежно будут возникать ситуации, при которых необходимо оценить содержание ряда радионуклидов, которые ранее не рассматривались.

Решение задачи прогнозирования дозовых нагрузок на материал защиты и тепловыделения являются производными от проблемы определения радионуклидного состава РАО. При этом измерения температуры оболочки упаковки с РАО и решение обратной задачи по определению тепловыделения должны будут являться частью подхода по определению состава РАО.

3) Сопровождение демонтажных работ при ВЭ ОИАЭ.

В России в ближайшие 10-15 лет планируется окончательная остановка работы ряда энергоблоков следующих типов реакторов: РБМК-1000 (Ленинградская и Курская АЭС), ЭГП-6 (Билибинская АЭС) и БН-600 (Белоярская АЭС); уже остановлены энергоблоки типа АМБ (Белоярская АЭС) и ВВЭР-210, 365, 440 (Нововоронежская АЭС). Большинство АЭС будут ВЭ по сценарию «Демонтаж», т. е. будут проведены работы по удалению всего объема РАО и строительных конструкций. При подготовке к проведению этих практических работ ожидается колоссальный объем предварительных исследований, направленных на обоснование предлагаемых решений, срокам проведения и пр. Как показывает международная практика, без проведения полномасштабных работ по моделированию ОИАЭ, расчетных исследований изменения радиационной обстановки на текущий момент и прогнозирования после выдержки, такую работу выполнить невозможно. Поэтому разработка подходов, с применением расчетных комплексов для целей сопровождения работ будет одной из определяющих.

Для решения проблем по ядерному наследию в рамках мероприятий ФЦП ЯРБ-2 планируются к выводу из эксплуатации более ста ОИАЭ. С учетом отсутствия практического опыта проведения подобных работ, потребуется разработка методических подходов, в том числе, с привлечением расчетных кодов. Работы по ВЭ ЯРОО обязательно предваряются проведением КИРО. Проведение расчетных исследований, основанных на результатах измерений, должно показать изменение радиационной обстановки при удалении ИИИ и наиболее оптимальный сценарий удаления основных дозообразующих элементов в исследуемом объекте. Проведение таких оценок позволит наиболее эффективным образом спланировать проведение работ на объекте и оценить необходимую радиационную защиту.

Как показывает практика, отсутствие глубокой предварительной проработки предлагаемых решений может привести к отрицательному результату работы в целом, а роль расчетных комплексов для некоторых случаев будет решающей. Например, выполнение работ без должного методического и расчетного сопровождения привело к тому, что реконструкция хранилища ЖРО на ФГУП «ГХК» так и не была проведена. Выполненные работы по дезактивации и сооружению дополнительной радиационной защиты не привели к требуемым показателям по снижению мощности дозы. С учетом тяжелой радиационной обстановки, препятствующей проведению дальнейших работ по обустройству емкостей, было принято решение о прекращении реализации данного варианта реконструкции.

4) Радиационная безопасность персонала.

Одной из задач этого направления является оценка дозовой нагрузки на персонал при повторном использовании радиационно загрязненных материалов, например, металлов и бетонных конструкций, которые образуются в большом количестве в ходе выполнения работ по ВЭ ЯРОО. Обоснование повторного применения таких материалов позволит снизить объемы захораниваемых РАО в пунктах захоронения, изготовить изделия необходимые для отрасли и пр. Загрязненные металлы можно использовать в качестве сырья при производстве контейнеров для захоронения РАО, арматуры в бетонных конструкциях и др., а радиационно загрязненный бетон для засыпки водоемов-хранилищ.

Другая задача – это оценка дозовой нагрузки на персонал при проведении работ по извлечению РАО. Например, оценка распределения мощности дозы при вскрытии бетонного пункта хранения РАО позволит оценить безопасное расстояние, на котором следует располагаться оператору экскаватора. На порядок сложнее - оценка мощности доз в загрязненных помещениях, где источников излучений может быть несколько, с разным составом и активностью.

- 5) Комплекс задач по сопровождению проектов сооружения объектов с мощными системами радиационной защиты.

В рамках создания ПГЗРО предстоит решить комплекс связанных задач по обоснованию радиационной безопасности на этапах загрузки-разгрузки РАО, транспортирования и пр. Одной из ключевых является определение характеристик источников ионизирующих излучений. Первый вариант проекта по созданию ПГЗРО уже разработан, но по оценке экспертов имеет ряд недостатков, поэтому новые исследования, в том числе расчетные, должны стать основой для его корректировки. Например, существующая транспортно-технологическая цепочка операций по перемещению упаковок с РАО из ТУК в подземную скважину не является оптимальной по целому ряду критериев, в том числе радиационному.

Такого рода проблемы не могут быть решены без применения расчетных комплексов. С учетом проектирования совершенно нового объекта, а также решения ранее не рассматриваемых задач (определение составов РАО и др.) потребуются разработка новых методических подходов, включая сопровождение экспериментальных исследований.

Как показано выше, для решения практических задач требуется подготовка соответствующего специализированного расчетного инструментария и методического обеспечения. Объектами исследований при этом являются как объекты ядерного наследия (пункты хранения РАО, здания, водоемы и пр.), так и впервые проектируемые объекты, например ПГЗРО. С учетом особенностей объектов наследия и в условиях широкомасштабного решения задач ФЦП ЯРБ-2, для проведения расчетных исследований по определению характеристик радиационных полей, источников ионизирующих излучений в сложноустроенных объектах и др., необходимо использовать доступные, верифицированные программы с дружественным интерфейсом, которые имеют наиболее гибкие возможности. В случае отсутствия таковых требуется либо доработка существующих, либо создание новых программ. Важным моментом является возможность дальнейшего развития программных средств с учетом современных требований, а также не требующих от предметного специалиста узкоспециализированных, глубоких знаний по расчетным программам.

1.2 Современное состояние расчетных программ и константного обеспечения для моделирования радиационных характеристик ОИАЭ

Разработка программных средств для расчета переноса ионизирующих излучений от начала и на протяжении долгого времени велась преимущественно по двум направлениям: реакторному и защитному. Такое разделение обусловлено практическими потребностями, в первую очередь, возникающими при проектировании объектов ядерной техники. Реакторные

программы, т. е. те, с помощью которых моделировались нейтронно-физические процессы в реакторе, были более приоритетными, так как необходимо было обеспечивать достаточную точность расчета (например, $K_{эфф}$) для обоснования режимов работы реактора. Разработка защитных программ была нацелена на оценку характеристик требуемой биологической защиты от ионизирующих излучений, где требовался консервативный подход (при котором защита гарантирована). По мере развития расчетных методов и существенного повышения быстродействия компьютерной техники, функции программ значительно расширились, появились универсальные программы, которые успешно решали как реакторные, так и защитные задачи.

Для того чтобы определить наиболее эффективное расчетное средство для решения актуальных проблем ЗСЖЦ объектов использования атомной энергии необходимо провести анализ существующих программ.

В рамках анализа возможностей современных программных средств, необходимых для решения задач из вышеописанных направлений, кратко рассмотрим как российские, так и зарубежные программы для расчета переноса ионизирующих излучений и нуклидной кинетики, оценим опыт их использования и выделим наиболее подходящие для включения в разрабатываемый специализированный комплекс, а также проблемные зоны.

В части программ для расчета переноса ионизирующих излучений наиболее простыми являются так называемые инженерные [10, 11], цель которых – быстрый расчет дозовых характеристик от простого источника излучения за защитой в простой геометрии. Их недостатки – жесткие ограничения по заданию геометрии источника и защиты, большие погрешности, а также отсутствие учета альбедо излучений. Программы такого уровня хороши для первых оценочных расчетов, но не подходят для более детального изучения радиационной обстановки.

Успешное развитие физических и математических моделей процессов взаимодействия нейтронного и фотонного излучений с веществом позволило вывести расчетные программы на уровень, когда при точно заданной геометрии расчета методическая составляющая погрешности сводится к минимуму, а больший вклад в неё определяется используемыми ядерными константами. Такие программы принято называть прецизионными. В части разработки таких программ принято выделять два направления: первое – «сеточные» программы (S_n -программы) с детерминированной погрешностью, реализующие методы дискретных ординат, второе – «статистические» программы, со статистической погрешностью, реализующие метод Монте-Карло (МК-программы). Такие программы получили широкое

применение при решении ряда практических задач, но в первую очередь реакторных. Рассмотрим некоторые из современных прецизионных российских и зарубежных программ более подробно.

МК-программы

Среди программ прецизионного класса наибольшее распространение в практике расчетов функционалов плотности потоков нейтронов и фотонов получили версии программы MCNP (MCNP-4B [12], MCNP-5 [13], MCNPX [14]), Geant4 [15], а также версии отечественных программ: MCU (версии MCU-RFFI/A [16], MCU-RR [17], MCU-PTR [18], MCU-FR [19] - разработки НИЦ «Курчатовский институт»), программа BRAND (ИАТЭ НИЯУ МИФИ [20]), программа TDMCC (РФЯЦ-ВНИИЭФ [21]), программа ПРИЗМА (РФЯЦ-ВНИИТФ [22]). Эти программы широко используются для обоснований ядерной и радиационной безопасности объектов ядерной техники. Расчетные возможности программ не имеют принципиальных отличий, а точность проводимых оценок в большей степени зависит от используемых ядерных данных и точности разработки модели. При этом современные отечественные разработки в достаточной мере доступны, в отличие от, например, американской программы MCNP.

SN-программы

В последнее десятилетие значительный прогресс был характерен для сеточных программ, реализующих методы дискретных ординат, конечных элементов и различные нодальные методы. Наиболее развитые программы этого направления – программы КАСКАД-С [23], КАТРИН [24], РАДУГА [25], ANISN [26], TORT-DORT [27], DOT-4 [28] и др. В них используются «сеточные» алгоритмы с высокой степенью детализации геометрических структур, что позволяет свести погрешности пространственной дискретизации к сколь угодно малой величине.

В целом, можно констатировать, что в России и мире разработаны и успешно применяются десятки программ различного уровня точности для решения практических задач в области радиационной защиты и безопасности. На разработку некоторых из них потрачены сотни чел.-лет. Специфика новых задач связана с повышенными требованиями по точности описания, прежде всего, геометрии исследуемого объекта и характеристик источников излучений. На практике они могут быть решены только с применением прецизионных программ.

Основное преимущество «сеточных» S_n -программ перед МК-программами заключается в значительно меньших затратах времени на вычисления (как минимум на порядок), в то время как преимущество МК-программ является относительно более простой и универсальной

способ описания сложных геометрических структур с использованием методов комбинаторной геометрии (булевых операций). Более универсальными являются МК-программы, возможности которых позволяют детально описать геометрию практически любого моделируемого объекта. Долгое время их широкое использование имело ряд ограничений, ключевое из которых – производительность вычислительной техники. С появлением мощных вычислительных кластеров ограничение по этому критерию практически снято. Точность моделирования с использованием МК-программ, как правило, ограничена неопределенностью констант в файлах оцененных ядерных данных. Несмотря на заметный выигрыш по времени счета при прочих равных условиях, возможности «сеточных» программ по учету всех особенностей геометрии и источника объекта ниже, чем у МК-программ.

Анализ функциональных возможностей МК-программ по расчету переноса ионизирующих излучений при решении «защитных» задач преимуществ не выявил. Оценив доступность программ (таблица 2.1), сделан вывод, что наиболее подходящими для включения в разрабатываемый программный комплекс для решения актуальных проблем ЗСЖЦ являются отечественные программы TDMCC и MCU-FR, которые активно развиваются и доступны в России. Зарубежные программы целесообразно использовать в кросс-верификационных расчетах.

Таблицы 2.1 – Функциональные возможности и доступность программ

Название программы	Расчет				Доступность
	переноса гамма-квантов и нейтронов	$K_{эфф}$	в параллельном режиме	выгорания	
MCNP4B	+	+	+/-	-	+ (аттестована в РФ)
MCNP5, версии до 5.1.30	+	+	+/-	-	+ (получена рядом организаций в РФ)
MCNPX	+	+	+/-	+/-	+/- (аттестована в РФ)
Geant4	+	-	+	-	+
TDMCC	+	+	+	+/-	+ (аттестована в РФ)
MCU-FR	+	+	+	+/-	+ (аттестация в 2019 году)
BRAND	+	+	+/-	-	+/-

Для расчета радиационных характеристик источников излучений необходимо иметь информацию о радионуклидном составе. Для этого применяются программы, моделирующие изменение нуклидного состава в процессе нейтронного облучения и радиоактивного распада (Serpent [29], MONTEBURNS [30], FISPACT [31], ACDAM-2.0 [32] и др.).

Все эти программы нацелены на получение данных по радионуклидному составу облученного ядерного топлива или конструкционных материалов. С учетом потребностей в более широком наборе рассчитываемых функционалов (оценка энерговыделения, характеристик гамма- и нейтронных источников, оценка доз от внешнего и внутреннего облучения, изменение состава при сверхдолгих временах выдержки и т. д.) в рамках разработки расчетного инструментария необходимо создать модуль нуклидной кинетики, отвечающий этим требованиям.

Одним из ключевых факторов, влияющих на точность оценки, при расчете составов и их различных характеристик являются используемые ядерные данные. Источником этой информации являются библиотеки оцененных ядерных данных, формируемые в разных странах. Одним из направлений разработки нового кода является формирование специализированных файлов ядерных данных, обеспечивающих наиболее корректное вычисление заданных функционалов.

Ядерно-физические константы

Для решения задач радиационной защиты, в первую очередь, необходимы знания о взаимодействии излучений с атомами и ядрами как основы для расчета переноса первичного излучения. Для большинства важных при расчете параметров радиационной защиты эти данные хорошо известны и включены в различные библиотеки. Для ряда новых задач радиационной безопасности требуется поиск данных по менее традиционным и изученным радиоизотопам, данные по которым могут отличаться в различных источниках. Для прогнозирования изменения радионуклидного состава и его характеристик, необходимы знания о радиационных свойствах ядер. Всё это содержится в библиотеках оцененных ядерных данных в форме отдельных фрагментов и в целостном виде для рассмотренного круга задач отсутствует. Далее следует описание современного состояния констант для обеспечения переноса излучения и расчета нуклидной кинетики, формат представления, которых тесно связан с расчетными программами, а их подготовка является отдельной проблемой.

Ядерные данные для расчетов переноса нейтронов и фотонов в средах

Первичным источником этих данных являются национальные и международные библиотеки оцененных ядерных нейтронных данных, представленные в международном

формате endf-6 [33], которые доступны для их использования через международную сеть центров ядерных данных.

В общем виде к ядерным данным по взаимодействию нейтронов с атомными ядрами относят сечения ядерных нейтронных реакций упругого и неупругого рассеяния, радиационного захвата и других ядерных реакций поглощения нейтронов и образования новых нуклидов; реакций деления и реакций, ведущих к увеличению числа нейтронов (реакции типа $(n,2n)$, $(n,3n)$ и т. п.) и ряд других (всего более 10). Характеристики взаимодействия нейтронов с атомными ядрами являются функциями энергии нейтронов. Для современной атомной энергетики достаточно знания ядерных данных для энергий нейтронов не выше 20 МэВ.

Взаимодействие гамма-излучения с веществом включает следующие основные процессы: фотоэффект, комптоновское рассеяние на свободном электроне, параобразование в поле ядра, когерентное рассеяние на связанных электронах, и сопровождающие их характеристическое и тормозное излучения.

По вышеописанным процессам современные оцененные данные взаимодействия гамма-квантов с атомами вещества базируются на данных, включенных в библиотеку EPDL-2000 [34] (Evaluated Photon Data Library), созданную в Ливерморской лаборатории США. Эти данные подготовлены для элементов от водорода до фермия в области энергий гамма-квантов от 1 эВ до 100 ГэВ. На её основе подготовлена библиотека по сечениям взаимодействия гамма-квантов с элементами от водорода до фермия в области энергий гамма-квантов до 100 МэВ в формате endf-6 и включена в библиотеку ENDF/B-VII.1 [35].

Характеристики радиоактивных ядер

Термин «распадные данные» (decay data) нечасто встречается в русскоязычной технической литературе; обычно используются термины, обозначающие отдельные классы распадных данных. К ним относятся:

- периоды полураспада;
- каналы распада, определяющие образование дочерних радионуклидов (альфа-распад; бета-распад; бета-распад с испусканием запаздывающих нейтронов; позитронный распад; захват орбитальных электронов; спонтанное деление);
- выходы гамма-излучения;
- выходы и энергетические спектры бета-излучения, соответствующего определённым «бета-переходам»;
- число и спектр вторичных нейтронов спонтанного деления;
- выходы линий альфа-излучения; необходимые для расчёта образования нейтронов в результате (α, n) -реакций и ряд др. характеристик.

Область применения распадных данных (характеристик распада радиоактивных ядер) весьма широка. Они требуются при оценке радиационной обстановки на всех этапах ядерного топливного цикла и для оценки остаточного энерговыделения в реакторе после прекращения цепной реакции деления. Знание распадных данных необходимо и при разработке многих систем внутриреакторного контроля (в частности, системы контроля герметичности твэлов по выносу в теплоноситель предшественников запаздывающих нейтронов). Одной из ключевых проблем при прогнозировании долгосрочной безопасности ОИАЭ является полнота знаний о характеристиках эволюционирующих источников излучений. Так как рассматриваемый период времени может достигать миллионов лет, то для прогнозирования радионуклидного состава, необходимы знания о цепочках радиоактивного распада (тип распада, канал и пр.) не только всех материнских ядер, но и всех дочерних, их периодах полураспада, а также наличие соответствующего расчетного инструментария. Для таких диапазонов времени корректность исходных данных может иметь ключевое значение.

В большинстве случаев радиоактивный распад сопровождается гамма-излучением ядер, поэтому уточнение данных о радиационных характеристиках нуклидов является одним из важных направлений ядерной и радиационной безопасности. На основе анализа имеющейся экспериментальной информации и теоретических моделей формируются данные о радиационных характеристиках радионуклидов. В последние годы подготовлены современные электронные версии библиотек распадных данных, основанных на анализе современных исследований о спектроскопических характеристиках радионуклидов.

Несмотря на это, встречаются различия в данных, представленных в разных библиотеках, например, для радиоизотопа ^{238}Pu по некоторым энергиям различие по выходам фотонов достигает до 50 % ($E=804,5$ кэВ – ENDF/B-VII.0 [36] и JEFF 3.1.1 [37], NUDAT [38]). Также стоит отметить, что библиотека NUDAT содержит более полные данные по выходам гамма-квантов (36 гамма-квантов) по сравнению с библиотеками JEFF-3.1.1 и ENDF/B-VII.0. Такие различия могут, в конечном счете, повлиять на итоговый спектр гамма-излучения, построенный на основе данных различных библиотек.

Современные данные по радиационным характеристикам радионуклидов включены практически во все национальные библиотеки ядерных данных и находятся в открытом доступе через сеть центров ядерных данных (таблица 2.2).

Таблица 2.2 – Сравнительные данные по нуклидам в библиотеках оцененных ядерных данных

Название библиотеки	Количество нуклидов	Область элементов и изотопов
ENDF/B-VI.8	979	1-H-3 → 99-Es-253

ENDF-VII.0	3838	0-n-1,1-H-1 → 111-Rg-283
ENDF-VII.1	3821	0-n-1,1-H-1 → 111-Rg-272
JEFF-3.2	3852	0-n-1,1-H-1 → 111-Rg-272
EAF-2010	2233	1-H-1 → 100-Fm-258 ($T_{1/2} > 12h$)
JENDL-4	1231	23-V-66 → 71-Lu-172m
JENDL/FPD-2011	1284	23-V-66 → 71-Lu-172m
NUDAT=ENSDF	3119	1-H-1 → 120-Sym-299 ^{*)}

* символом Sym обозначены нуклиды, не имеющие официального названия в таблице элементов, но ядерные спектроскопические данные включены в библиотеку ENSDF.

Основные национальные и международные библиотеки оцененных ядерных данных

Во всех странах, где имеются ЯУ и реакторы энергетического назначения, ведутся работы по созданию собственных баз ядерных данных. В большинстве случаев эти базы данных представляются в свободное международное использование через сеть международных центров ядерных данных с участием МАГАТЭ. Как правило, процесс распространения ядерно-физической информации и библиотек ядерных данных проходит с одобрения международного комитета по ядерным данным, рабочим органом которого является Секция ядерных данных МАГАТЭ. В таблице 2.3 представлены основные национальные научные организации, которые вносят определяющий вклад в процесс представления и обмена базами оцененных ядерных данных. Для краткости в таблице 2.3 представлены только библиотеки оцененных ядерных данных, которые содержат полные наборы данных, необходимые для расчетов переноса излучений.

Таблица 2.3 – Основные национальные и международные библиотеки оцененных ядерных данных

Название национального центра ядерных данных	Название библиотеки	Количество нуклидов	Область элементов и изотопов
NNDC, BNL USA	ENDF/B-VI.8	328	1-H-3 → 99-Es-253
	ENDF-VII.0	393	0-n-1,1-H-1 → 111-Rg-283
	ENDF-VII.1	423	0-n-1,1-H-1 → 111-Rg-272
NEA DATA BANK OECD, Europe	JEFF-3.1.1	381	1-H-1 → 100-Fm-255
	JEFF-3.2	472	1-H-1 → 100-Fm-255
	JEFF-3.3T1	559	1-H-1 → 100-Fm-255
	JEFF-3.3 (proton)	2808	1-H-1 → 109-Mt-279g
JAEA, Japan	Jendl-3.3	337	1-H-1 → 100-Fm-255
	Jendl-4.0u	406	1-H-1 → 100-Fm-255
	Jendl-HE(n)	102	1-H-1 → 95-Am-242m
	Jendl-HE(p)	102	1-H-1 → 95-Am-242m
	Jendl-HE(g)	68	1-H-1 → 93-Np-237
	Jendl-AN	16	Li-6, 7, Be-9, B-10, 11, C-12, 13, N-14, 15, O-17, 18, F-19, Na-23, Si-28, 29, 30.

CNDC, China	Cendl-3.1	240	1-H-1 → 98-Cf-249
KAERI, Korea	KAERI-PD	134	6-C-13 → 83-Bi-209
ФЭИ, Россия	РОСФОНД	666	1-H-1 → 100-Fm-255
	БРОНД-3	372	1-H-1 → 96-Cm-250
МАГАТЭ	FENDL	71	1-H-1 → 83-Bi-209

Выводы

Существующие возможности современных программ по расчету переноса ионизирующих излучений в общем и целом достаточны для решения практических задач, но необходима их тонкая настройка и, возможно, частичная доработка. Наиболее универсальными являются программы, реализующие метод Монте-Карло (TDMCC и MCU).

Для расчета нуклидной кинетики и подготовки данных о радиационных характеристиках источников ионизирующих излучений, в первую очередь, комплексных (состоящих из десятков радионуклидов), следует разработать специализированное программное средство. Так как для ряда радионуклидов существует разница в данных по выходам гамма-квантов, образующихся в процессе радиоактивного распада, для комплексных источников следует проводить сравнения получаемых характеристик, основанных на различных библиотеках. Наиболее актуально это будет при анализе составов ОЯТ, а также ВАО, образующихся после их переработки.

Для расчета изменения состава и активности радиоактивного источника во времени вследствие радиоактивного распада следует подготовить специализированные файлы, используя которые можно сформировать цепочки распада. Как показывает практика, данные в справочниках и нормативных документах не всегда являются актуальными, так для радионуклида ^{79}Se в НРБ [39] период распада равен $6,5 \cdot 10^4$ лет, однако, по уточненным данным он составляет $2,95 \cdot 10^5$ лет.

В части обеспечения расчетных программ ядерными данными по взаимодействию излучений с веществом можно отметить, что авторами программ подготавливаются специализированные файлы, основанные на библиотеках оцененных ядерных данных и для решения большинства задач их достаточно после проведения верификационных расчетов.

1.3 Постановка цели

На данный момент в атомной отрасли сформировался запрос на разработку подходов к решению ряда актуальных задач радиационной защиты и безопасности, сгруппированных по пяти направлениям. Успешность их решения тесно связана с расчетными кодами, включая константное обеспечение. В результате анализа возможностей существующих программных средств сделан вывод, что в части оценки переноса ионизирующих излучений их возможностей

достаточно, но требуется тонкая настройка и доработка сервисных модулей. Для оценки и прогнозирования радионуклидного состава и его характеристик требуется создание специализированного расчетного средства.

Диссертационная работа направлена на разработку подходов, включая расчетный инструментарий, к решению задач заключительных стадий жизненного цикла объектов ядерной техники, которые связаны со следующими вопросами:

- оценка радиационных характеристик и составов РАО;
- прогнозирование радиационных характеристик после завершения эксплуатации ЯРОО и в период вывода из эксплуатации;
- расчетное сопровождение работ по КИРО объектов;
- обоснование положений критериев приемлемости;
- сопровождение работ по паспортизации РАО;
- оценка возможности повторного использования загрязненных материалов для нужд атомной отрасли;
- прогнозирование радиационной безопасности при проведении транспортных и загрузочно-разгрузочных операций, по типам ОЯТ ранее не транспортируемых;
- сопровождение работ по оценке значимости радионуклидов в контексте оценки долговременной безопасности.

Работоспособность разрабатываемого комплекса будет продемонстрирована решением ряда практически важных проблем.

2. Разработка расчетного инструментария для повышения эффективности и безопасности при решении задач заключительных стадий жизненного цикла ядерно и радиационно опасных объектов

Во второй главе представлено описание разработки специализированного расчетного инструментария (комплекса), начиная с состава и архитектуры и заканчивая алгоритмами, реализованными в разработанных модулях.

Одним из ключевых модулей комплекса является программа для расчета переноса ионизирующих излучений. Так как создание прецизионной программы с широким функционалом по формированию геометрии занимает у больших научных коллективов продолжительное время, наиболее эффективным является адаптация существующей программы под требования к разработке комплекса и специфику решаемых задач. Поэтому, архитектура разрабатываемого комплекса должна позволять интегрировать программы по расчету переноса ионизирующих излучений с соответствующей доработкой модулей подготовки исходных данных.

Как показали результаты анализа существующих программных средств, предназначенных для моделирования переноса ионизирующих излучений, к удовлетворяющим требованиям можно отнести программы, реализующие методы Монте-Карло, так как они имеют лучшие функциональные возможности по формированию геометрии исследуемого объекта и характеристик источника излучения. Среди них более широкими функциональными возможностями обладает зарубежная программа MCNP, однако, ввиду существующих ограничений по её распространению, в качестве основной программы её использовать нельзя, но стоит применять для кросс-верификационных расчетов. Функциональные возможности доступных российских программ для решения актуальных задач радиационной защиты и безопасности практически равны. В качестве базового модуля расчета радиационных полей выбрана программа TDMCC.

Второй, не менее важной составляющей комплекса является модуль нуклидной кинетики, предназначенный для моделирования изменения изотопного состава материала в процессе облучения нейтронами и радиоактивного распада и оценки радиационных характеристик. Для подготовки в нужном формате радиационных характеристик (например, энерговыделения), а также гамма- и нейтронного излучений в модуле будет предусмотрен соответствующий функционал.

В процессе расчетного обоснования радиационной безопасности ОИАЭ выполняются оценки изменения радиационных полей при проведении демонтажных работ, операций с ОЯТ и

РАО, при исходных событиях, которые могут привести к авариям на этапах их транспортирования и хранения. Для всех программ, реализующих методы Монте-Карло, характерным является задание характеристик модели и рассчитываемых функционалов в виде текстового файла с использованием специального синтаксиса. Описание даже несложной модели для пользователя без опыта вызывает ряд трудностей, а на полноценное освоение программы требуется значительное время. Одним из требований к комплексу является требование к интерфейсу и простоте использования. Упрощение процедуры подготовки моделей путем ее автоматизации существенно сократит время формирования и отладки расчетных моделей, получения конечных результатов. В связи с этим, разработка подходов к программной автоматизации подготовки моделей, соответствующих алгоритмов и их реализация в практической деятельности является актуальной задачей.

Для разработки расчетной модели в полном объеме необходим большой набор исходных данных, задать которые только графическими средствами не представляется возможным без привлечения дополнительной информации о характеристиках моделируемого объекта (концентрации нуклидов в используемых материалах, пространственно-энергетические распределения источников излучений и др.) и решаемой задачи (управляющие параметры, регистрируемые величины и т. д.).

Подключение такого объема данных и их преобразование в различные форматы возможно только в программном комплексе, в котором средствами системной оболочки объединены следующие компоненты:

- расчетные модули;
- графический редактор;
- база данных (БД) с информацией об исследуемых объектах;
- конвертеры данных.

Исходя из практической сложности решения и широкого спектра проблем, разрабатываемый программный комплекс, нацеленный на решения части из них, должен удовлетворять следующим требованиям:

- дружественный интерфейс;
- простота освоения и использования, не требующая особенных навыков от пользователя;
- расчет переноса ионизирующих излучений и нуклидной кинетики;
- широкие возможности в части задания трехмерной геометрии для моделирования характеристик радиационных полей;
- обеспечения расчетов наиболее надежными оцененными ядерными данными;
- возможность задания сценария работ и расчет дозовой нагрузки при его реализации.

2.1 Архитектура комплекса

По определению «Архитектура программы – это структура или структуры системы, которые включают элементы программы, видимые извне свойства этих элементов и связи между ними» [40]. Важнейшей характеристикой архитектуры является структура разрабатываемого комплекса. При этом архитектура определяет взаимодействия между структурными элементами.

С учетом требований к комплексу по возможности масштабирования, т. е. включения различных программ для расчета переноса и др., в основу разработки архитектуры комплекса заложена модульная структура.

Комплекс разделен на пять структурных элементов (рис. 2.1):

- системная оболочка (интерфейс);
- препроцессор;
- блок расчетных модулей;
- постпроцессор;
- база данных.

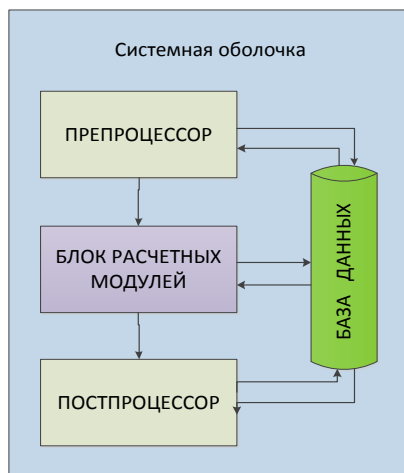


Рисунок 2.1 – Структура комплекса

Системная оболочка

Функции:

- контроль функционирования комплекса (установки, запуска и т.д.);
- обеспечение взаимодействия всех компонент комплекса друг с другом;
- задание расчетных параметров.

Препроцессор

Назначение – подготовка расчетных моделей в виде файлов исходных данных для расчетных модулей.

Функции:

- разработка графической модели объекта;
- конвертация данных из графической модели в форматы файлов исходных данных для расчетных модулей;
- формирование последовательности расчетных моделей, соответствующей поэтапному изменению геометрии и состава объекта, например, сценарию демонтажа.

Препроцессор состоит из двух основных модулей (рисунок 2.2):

- модуль для создания графических моделей объектов и задания их параметров в текстовом формате;
- модуль для конвертации данных из графических моделей в форматы расчетных модулей.

Модуль для создания графических моделей [41]

После загрузки модуля пользователю предоставляется возможность выбрать CAD-систему для создания графической модели:

- одну из существующих CAD-систем;
- графический редактор, разрабатываемый в рамках данного проекта, который выступает в ранге подмодуля Graf со следующими функциями:
 - разработка графической модели объекта на базе стандартных геометрических тел-примитивов и булевых операций с ними;
 - преобразование графической модели из формата CAD-системы во входной формат подмодуля Graf и визуализация этой модели;
 - задание дополнительных параметров расчетной модели;
 - формирование выходного файла в специальном формате;
 - задание параметров сценария демонтажа объекта и формирование последовательности выходных файлов.

Пользователь может ограничиться созданием одной расчетной модели или сформировать последовательность расчетных моделей в соответствии со сценарием демонтажа объекта.

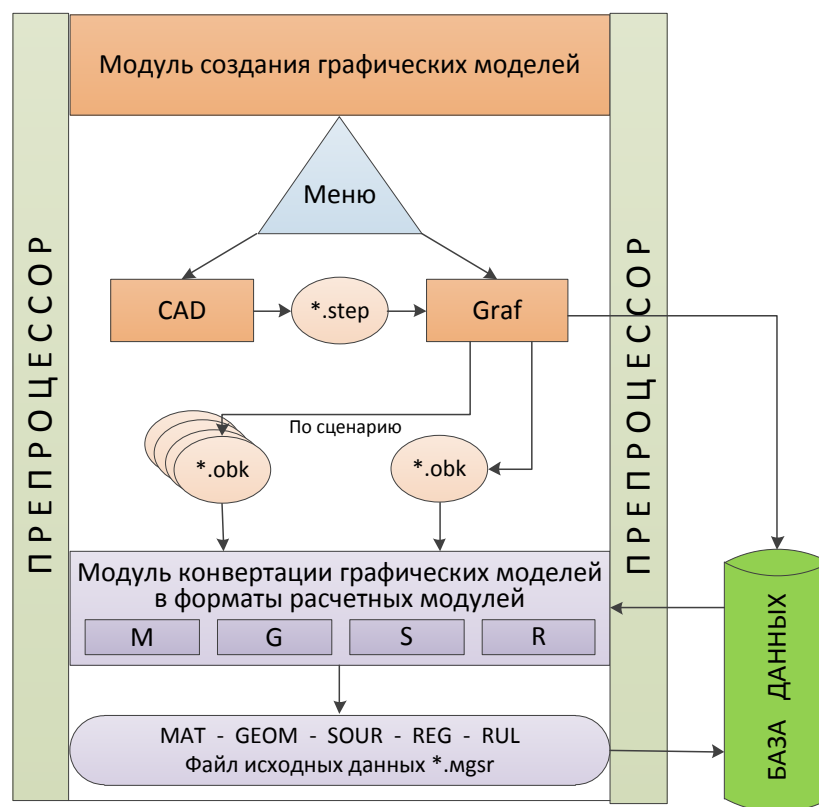


Рисунок 2.2 – Структура препроцессора

Модуль для конвертации данных

На вход модуля поступает информация, необходимая для создания расчетной модели в формате выбранного пользователем расчетного модуля. Информация передается через файл специально разработанного формата (*.obk), который обрабатывается несколькими последовательно загружаемыми подмодулями-конвертерами (M, G, S, R). Они анализируют предназначенные для них данные, по условным ссылкам извлекают из базы данных дополнительную информацию и конвертируют ее в соответствующие разделы файла исходных данных:

- подмодуль M обрабатывает информацию о материалах, извлекает из базы данных соответствующие нуклидные составы и формирует раздел «MAT» (materials);
- подмодуль G обрабатывает геометрические данные и формирует раздел «GEOM» (geometry);
- подмодуль S обрабатывает информацию об источниках излучения, извлекает из базы данных энергетические и угловые распределения рождающихся частиц и формирует раздел «SOUR» (source);
- подмодуль R обрабатывает данные для регистрации функционалов, управления счетом задачи и формирует разделы «REG» (registration) и «RUL» (rule).

Сформированный таким образом файл исходных данных (*.mgsg) поступает на вход расчетного модуля, выбранного пользователем.

Блок расчетных модулей

Назначение – получение расчетных пространственно-энергетических распределений функционалов плотности потока ионизирующих частиц (нейтронов и фотонов) и характеристик продуктов ядерных реакций.

Функции:

- ввод и анализ информации, содержащейся в файле исходных данных, формирование рабочих массивов констант;
- численное решение уравнений переноса ионизирующих частиц;
- первичная обработка получаемых результатов;
- численное решение уравнений нуклидной кинетики для оценки выгорания топлива, активации материалов, трансмутации актинидов;
- конвертация данных из формата одного расчетного модуля в формат другого.

Данный блок состоит из двух расчетных модулей:

- МК-модуль, реализующий метод Монте-Карло;
- НК-модуль нуклидной кинетики.

МК-модуль

На вход модуля подается файл исходных данных (*.mgcr), подготовленный препроцессором. На начальной стадии обработки этого файла проводится синтаксический анализ данных, далее осуществляется их преобразование в рабочие массивы данных для расчетной стадии, где происходит численное моделирование переноса ионизирующих частиц и расчета заданных величин, искомые значения которых заносятся на заключительной стадии в финальный файл (*.fin).

НК-модуль

Для решения задач с использованием этого модуля на начальном этапе загружается модуль P_NK, который подготавливает исходные данные для расчета на основе содержащихся в *.fin-файле нейтронных спектров и скоростей реакций. Результаты расчетов в виде массива концентраций радионуклидов и их радиационных характеристик заносятся в базу данных.

База данных

Назначение – хранение информации в структурированном виде и ее предоставление по запросам пользователей и компонентов программного комплекса в процессе их работы.

Функции:

- структурирование, накопление и хранение информации;
- обеспечение обмена данными между компонентами программного комплекса;
- предоставление данных пользователям для изучения и анализа.

База данных состоит из двух блоков:

- блок объектовых данных;
- блок справочных данных.

2.2 Модуль нуклидной кинетики

Программа нуклидной кинетики рассчитывает изменение концентрации ядер материалов, учитывая ядерные превращения при нейтронном облучении и радиоактивном распаде. Область энергий нейтронов может изменяться от тепловых до 20 МэВ. Для этой области энергий нейтронов учитываются все открытые каналы нейтронных реакций, число которых для отдельных нуклидов может достигать 18 с учетом образования остаточных ядер в основном в метастабильных состояниях. Число метастабильных состояний может достигать четырех. В состав материалов могут входить неделящиеся и делящиеся элементы в области от водорода до калифорния. При радиоактивном распаде образующихся радионуклидов учитываются все каналы распадов, известные из библиотек распадных данных.

Результатом работы кода нуклидной кинетики является изотопный состав материала, который образуется в рассматриваемый момент облучения или выдержки. Для полученного состава облученного материала рассчитываются следующие наборы радиационных характеристик: активность, характеристики излучений и остаточное энерговыделение за счет процессов радиоактивного распада. Также разработан набор сервисных программ, который позволяет извлекать информацию о поведении отдельных нуклидов или элементов в целом, данные об энергетических спектрах гамма-излучения и т. п.

2.2.1 Математическая модель модуля нуклидной кинетики

В процессе нейтронного облучения материалов происходит изменение их изотопного и элементного состава за счет многочисленных ядерных реакций и радиоактивного распада образующихся нестабильных нуклидов. В расчете нуклидного состава облучаемого нейтронами материала число ядер радионуклидов определяется из решения системы дифференциальных уравнений [42]:

$$dN_i(t)/dt = -N_i \cdot (\lambda_i + \sigma_i \cdot \Phi(t)) + \sum_{j \neq i} (\lambda_{ij} + \sigma_{ij} \cdot \Phi(t)) \cdot N_j, \quad (1)$$

где:

$N_i(t)$ – число радиоактивных ядер i -го нуклида в момент времени t ;

$\Phi(t)$ –нейтронный поток ($\text{н}\cdot\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$);

λ_i – постоянная распада i-го нуклида, с^{-1} ;

λ_{ij} - постоянная распада нуклида j нуклида i, с^{-1} ;

σ_i – полное сечения ядерных реакций на i-м нуклиде, см^2 ;

σ_{ij} - полное сечение ядерных реакций на j-м нуклиде по наработке i-го нуклида, см^2 ;

При наличии в материале делящихся изотопов система уравнений (1) преобразуется как:

$$dN_i(t)/dt = -N_i \cdot (\lambda_i + \sigma_i \cdot \Phi(t)) + \sum_{j \neq i} (\lambda_{ij} + \sigma_{ij} \cdot \Phi(t)) \cdot N_j + S_i \quad (2)$$

где S_i – источник образования i-го нуклида по каналу деления, который определяется как:

$$S_i = \sum_k \sigma_k^f \cdot \Phi(t) \cdot N_k \cdot Y_{ik} , \quad (3)$$

где:

σ_{kf} – сечение реакции деления для актинида k;

N_k - число делящихся ядер k-го нуклида;

Y_{ik} – выход нуклида i за счет реакции деления актинида k.

Каждый нуклид в процессе нейтронного облучения может испытывать превращения за счет ядерных реакций с последующим радиоактивным распадом, если образуемое дочернее ядро нестабильно. Эти превращения ведут к изменению исходного состава облучаемого материала. Для формирования системы дифференциальных уравнений (1, 2) каждый нуклид рассматривается как узел в системе уравнений (1, 2). В узле имеется два входа, которые отвечают образованию ядра за счет:

- процессов радиоактивного распада соседних ядер-узлов (первый вход),
- различных каналов ядерных реакций на соседних ядрах, которые приводят к образованию рассматриваемого узла (второй вход).

Рассмотрим цепочку образования двух дочерних изотопов N_2 и N_3 из первичного материнского изотопа N_1 (рис. 2.3).

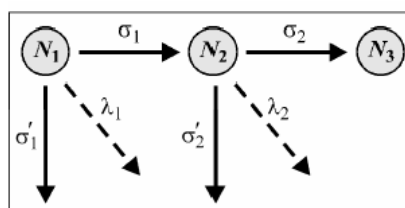


Рисунок 2.3 – Построение цепочки ядерных превращений для системы уравнений (1, 2)

Здесь:

$i=1$ или 2 или 3 – номера ядер, которые образуются из предыдущего ядра;

N_i – количество ядер изотопа i ;

λ_i – постоянная распада ядра i ;

σ_i – сечение канала ядерной реакции, в результате которой образуется ядро $i+1$;

σ' – сумма всех сечений каналов ядерных реакций на ядре i , которые не приводят к образованию ядра $i+1$;

Дифференциальное уравнение для первого изотопа будет иметь вид:

$$\frac{dN_1}{dt} = -\lambda_1 N_1 - (\sigma_1 + \sigma'_1)\Phi N_1 = -\Lambda_1 N_1 \quad (4)$$

с решением в виде:

$$N_1(t) = N_{10} e^{-\Lambda_1 t} \text{ и } \Lambda_1 = (\lambda_1 + (\sigma_1 + \sigma'_1) \Phi).$$

Дифференциальное уравнение для второго изотопа будет иметь вид:

$$\frac{dN_2}{dt} = -\lambda_2 N_2 - (\sigma_2 + \sigma'_2)\Phi N_2 + \sigma_1 \Phi N_1 = -\Lambda_2 N_2 + \sigma_1 \Phi N_{10} e^{-\Lambda_1 t}, \quad (5)$$

с решением в виде:

$$N_2(t) = e^{-\Lambda_2 t} \int \phi \sigma_1 N_{10} e^{-\Lambda_1 t} e^{\Lambda_2 t} dt, \quad (6)$$

Учитывая, что $N_2(0)=0$, решение уравнения (7) представим в виде:

$$N_2(t) = \frac{\sigma_1 \Phi N_{10}}{(\Lambda_1 - \Lambda_2)} [e^{-\Lambda_2 t} - e^{-\Lambda_1 t}] e^{-\Lambda_2 t} \int \phi \sigma_1 N_{10} e^{-\Lambda_1 t} e^{\Lambda_2 t} dt, \quad (7)$$

Предполагая, что третий изотоп в рассматриваемой цепочке превращений является стабильным, дифференциальное уравнение для третьего изотопа будет иметь вид:

$$\frac{dN_3}{dt} = \sigma_2 \Phi N_2, \quad (8)$$

с решением в виде:

$$N_3(t) = \frac{\sigma_1 \sigma_2 \Phi^2 N_{10}}{\Lambda_1 - \Lambda_2 \left[\frac{(1 - e^{-\Lambda_2 t})}{\Lambda_2} - \frac{1 - e^{-\Lambda_1 t}}{\Lambda_1} \right]}$$

В общем случае для цепочки превращений от ядра с $i=1$ до ядра с $i=n+1$ уравнение для $N_{n+1}(t)$ имеет вид:

$$\frac{dN_{n+1}}{dt} = -\Lambda_{n+1} N_{n+1} + \sigma_n \Phi N_n, \quad (9)$$

Используя прямое, а затем обратное преобразование Лапласа можно показать, что решение для общего случая можно получить в виде рекурсивного соотношения:

$$N_{n+1}(t) = (-1)^n N_{10} \phi^n \prod_{i=1}^n \sigma_i \sum_{j=1}^{n+1} \{e^{-t\Lambda_i} / \prod_{i=1}^{n+1} (\Lambda_j - \Lambda_i)\}, \quad (10)$$

Заметим, что в полученном выражении из произведения исключаются все члены с $i=j$. Выбранный численный метод решения для системы дифференциальных уравнений (1, 2) был реализован во многих аналогичных разработанных программных комплексах и показал высокий уровень достоверности получаемых результатов и их точности при решении практических задач.

2.2.2 Алгоритм расчета динамики энерговыделения ОЯТ и РАО

При обосновании безопасности на различных этапах обращения с РАО и ОЯТ одна из проблем – определение энерговыделения от упаковки и прогнозирование его изменения. Например, при захоронении РАО в ПЗРО в критериях приемлемости прописаны конкретные максимальные значения тепловыделения.

Основной процесс, в результате которого образуется тепловая энергия в РАО и ОЯТ, – радиоактивный распад радионуклидов, который сопровождается испусканием различных частиц [43]. В качестве консервативной оценки используется подход, при котором энергия от всех испускаемых частиц при распаде суммируется, независимо от длин их пробега.

Для заданного набора радионуклидов $N_i(t)$ скорость энерговыделения вычисляется как:

$$W(t) = \sum_{i=1, L} \langle E_i \rangle \cdot N_i(t) \cdot \lambda_i, \quad (11)$$

где:

$W(t)$ - скорость энерговыделения, МэВ/с;

L – рассматриваемое число нуклидов;

$\langle E_i \rangle$ – полная энергия на один распад нуклида, МэВ;

λ_i – постоянная распада, 1/с;

$N_i(t)$ – число нуклидов типа i в момент времени t .

В настоящее время основным источником информации о радиационных характеристиках радионуклидов являются международная библиотека по спектроскопическим данным ENSDF [44] и различные национальные и международные библиотеки оцененных ядерных данных JEFF [37], ENDF/B-VII [35], JENDL и др.

В этих библиотеках полная энергия на один распад нуклида, $\langle E_i \rangle$, которая необходима для оценки энерговыделения, представлена в виде трех компонент:

$$\langle E_i \rangle = \langle E_{LP} \rangle_i + \langle E_{HP} \rangle_i + \langle E_{EM} \rangle_i, \quad (12)$$

где:

$\langle E_{LP} \rangle$ - энергия, выделяемая легкими частицами (β^- , β^+ , конверсионные электроны, Оже-электроны);

$\langle E_{HP} \rangle$ - энергия, выделяемая тяжелыми частицами (нейтроны, протоны, альфа-частицы, ядра отдачи);

$\langle E_{EM} \rangle$ - энергия, выделяемая при электромагнитном излучении.

Величины $\langle E_{LP} \rangle$, $\langle E_{HP} \rangle$ и $\langle E_{EM} \rangle$ в библиотеках представлены в виде отдельных данных и согласованы с дифференциальными оцененными данными для каждого радионуклида. Дифференциальные оцененные данные включают такие величины как выходы частиц и гамма-квантов, распределенные по энергии. Распределение по энергии частиц включает как дискретную компоненту, так, и в ряде случаев, непрерывное распределение. Следует отметить, что для многих радионуклидов современные экспериментальные данные по радиационным характеристикам являются неполными, поэтому на базе теоретических моделей типа «Gross Theory of Beta Decay» были развиты расчетные методики для дополнения неполных экспериментальных данных. На их основе были подготовлены современные оцененные данные по радиационным характеристикам радионуклидов и включены в современные библиотеки оцененных ядерных данных.

Для ряда практических задач необходимо рассчитать полное число гамма-квантов $M_\gamma(t)$, 1/с, как:

$$M_\gamma(t) = \sum_{i=1,L} N_i(t) \cdot \lambda_i \cdot \sum_{k=1,E} n_{ik}(E_{\gamma k}), \quad (13)$$

где:

$n_{ik}(E_{\gamma k})$ – квантовый выход k -й гамма-линии с энергией $E_{\gamma k}$ из нуклида i , 1/рас;

L – число нуклидов в смеси;

E – полное число гамма-линий при распаде нуклида i .

Аналогичные соотношения могут быть использованы для расчета излучений других частиц. Основные соотношения для расчета различных радиационных характеристик смеси радионуклидов представлены в работе [45]. На основе данных об изменении радионуклидного состава $N_i(t)$ и зная распадные характеристики ядер, можно получить различные радиационные характеристики РАО и ОЯТ. Таким образом, для оценки энерговыделения основными необходимыми компонентами являются энергии радиоактивного распада $\langle E \rangle$ и радионуклидный состав смеси $N_i(t)$.

2.2.3 Алгоритм формирования характеристик источника излучения на основе оцененных ядерных данных

Для представления характеристик фотонного излучения в формате расчетного модуля разработаны соответствующие программные средства, где базовой информации о распадных данных при этом служат файлы библиотек оцененных ядерных данных, а характеристики источника (состав и активность) задаются [46-52].

В задачах радиационной безопасности при работе с ИИИ требуются знания о выходах гамма-квантов радионуклидов, входящих в состав облученного материала. В программах Монте-Карло источник излучения моделируется с помощью задания параметров при формировании модели, которые описывают пространственное, угловое и энергетическое распределения излучения.

Пространственное распределение задает геометрию источника и его расположение в исследуемой системе. Источник может быть точечным, поверхностным или объемным. Мощность излучения источника может иметь равномерное или кусочно-постоянное распределение по поверхности или объему источника.

Геометрия источника формируется при разработке трехмерной модели объекта путем задания объема и специального обозначения.

Для формирования энергетического распределения необходима информация о радионуклидном составе источника и активностях каждого радионуклида. В качестве модуля для расчета параметров источника выбрана программа GrayS [53-55], которая обеспечивает расчет выходов излучения фотонов (в дискретном или групповом представлении), где данные по выходам фотонов формируются на основе файла 8 библиотек оцененных ядерных данных.

Остальные специализированные параметры, такие как, параметры углового распределения источника и др. задаются в интерфейсе программы и записываются в файл автоматически.

Спектр фотонного излучения задается исходя из активностей и распадных данных отдельных радионуклидов, входящих в состав источника.

Выходы гамма-квантов с $E_{\gamma k}$ для всех радионуклидов в составе РАО с учетом нормировки определяют полный спектр гамма-квантов. Полный выход гамма-излучения из единицы массы смеси радионуклидов определяется как:

$$N(E_{\gamma}) = \sum_{i=1, L} \sum_{\gamma=1, M} n_{ik}(E_{\gamma k}) \cdot A_i \quad (15)$$

где:

A_i – активность нуклида i на единицу массы смеси нуклидов (данные задаются изначально);

$n_{ik}(E_{\gamma k})$ – квантовый выход k -й гамма-линии с энергией $E_{\gamma k}$ из нуклида i (рас.)⁻¹;

L – число нуклидов в смеси;

M – полное число гамма-линий при распаде нуклида i .

Описание алгоритма расчета радиационных характеристик ОЯТ

В программе GrayS значения характеристик γ -излучения радионуклидов и распадных данных используются непосредственно из ENDF файлов. Такой подход позволяет гибко использовать всю полноту ядерных данных стандартных ENDF файлов (ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1 и др.) и их обновленных версий (ENDF/B-VII.1, JEFF-3.1.2, БРОНД-3/DD и др.) при сравнении γ -спектров.

На рисунке 2.4 представлена схема взаимодействия модулей и входных-выходных данных комплекса.

Основные модули программы GrayS включают:

- DECAУ обрабатывает ENDF файлы оцененных ядерных данных представленных в формате endf-6 и формирует файл с распадными характеристиками.
- ACTIVITY выполняет расчет активности для заданного изотопного состава.
- INTENSITY обрабатывает ENDF файлы оцененных ядерных данных, представленные в формате endf-6, и формирует файл с данными по выходам γ -квантов.
- SOURCE формирует γ -источник, на основе выходных данных модулей ACTIVITY и INTENSITY.

Следует особо обратить внимание на тот факт, что использование при формировании энергетических характеристик источника данных из различных библиотек может привести к различным результатам. Хотя по основным радионуклидам данные согласованы, но для некоторых могут наблюдаться различия. Для обоснованного выбора тех или иных данных необходимо проводить тестовые расчеты и верифицироваться на экспериментальных данных.

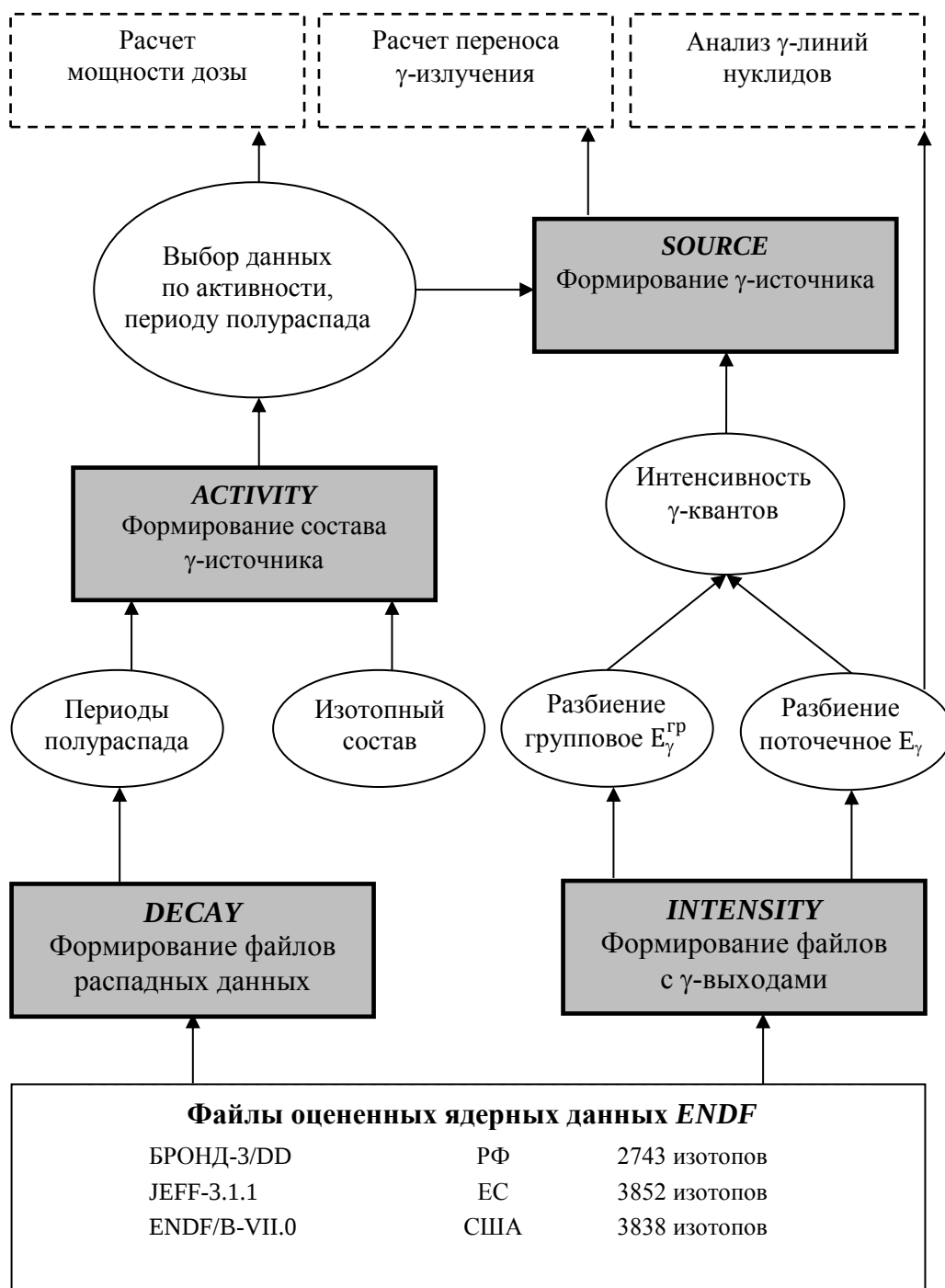


Рисунок 2.4 – Схема взаимодействия модулей GrayS

В таблице 2.1 и на рисунке 2.5 в качестве примера представлены оригинальные данные по выходу γ -квантов при β -распаде изотопа ^{188}W , содержащиеся в файле БРОНД-3/DD в сравнении с данными из других файлов.

Таблица 2.1 – Сравнение распадных данных для изотопа W^{188} для различных файлов

БРОНД-3/DD		ENDF/B-VII.0		JEFF-3.1.1		EAF-2001	
E_γ , кэВ	I_γ , 1/расп	E_γ , кэВ	I_γ , 1/расп	E_γ , кэВ	I_γ , 1/расп	E_γ , кэВ	I_γ , 1/расп
8,65	0,144	-	-	-	-	-	-
59,718	0,05	-	-	-	-	-	-
61,141	0,085	-	-	-	-	-	-
63,58	0,109	63,58	0,10854	63,58	0,10854	63,58	0,145
68,995	0,0098	-	-	-	-	-	-
69,309	0,019	-	-	-	-	-	-
71,195	0,0066	-	-	-	-	-	-
85,31	0,0024	85,31	0,00241	85,31	0,00241	85,32	0,00268
105,85	0,0006	-	-	105,85	6,03e-4		
141,78	0,0064	141,78	0,00643	141,78	0,00643	141,76	0,0086
207,86	0,008	207,86	0,00804	207,86	0,00804	207,86	0,0107
227,09	0,221	227,09	0,2211	227,09	0,2211	227,08	0,296
290,669	0,402	290,67	0,402	290,67	0,402	290,67	0,537

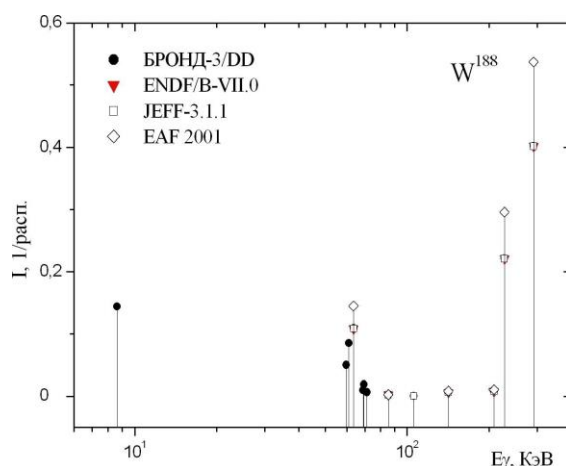


Рисунок 2.5 – Спектр γ -излучения W^{188} для БРОНД-3/DD, ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1 и EAF 2001

Видно, что в файле БРОНД-3/DD содержатся более полные данные по выходам γ -квантов для ядра ^{188}W , чем ENDF/B-VII.0, JEFF-3.1.1 и EAF 2001. В работе [54] показано, что спектры фотонного излучения для ряда радионуклидов (^{237}Np , ^{238}Pu , ^{150}Pr , ^{156}Eu , ^{228}Ra и ^{105}Ru) отличаются в библиотеках ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. Такие расхождения в спектрах следует принимать во внимание при решении задач с ОЯТ, что показано в работе [56]. Особенно важно это становится при γ -анализе состава облученных материалов и решении специализированных задач с использованием детекторов.

2.2.4 Формирование библиотек ядерных данных для программы нуклидной кинетики

Как отмечено выше, математическая модель нуклидной кинетики представляет собой систему линейных дифференциальных уравнений первого порядка с постоянными коэффициентами. В процессе нейтронного облучения материалов происходит изменение их изотопного состава за счет ядерных реакций и радиоактивного распада образующихся нестабильных нуклидов.

Проблема расчета активации и трансмутации материалов должна быть обеспечена следующими наборами библиотек ядерных данных:

- библиотека микроскопических ядерных данных по сечениям взаимодействия нейтронов с изотопами облучаемых материалов;
- библиотека радиационных данных радиоактивных ядер;
- библиотека выходов продуктов деления при делении актинидов нейтронами и гамма-квантами.

После окончания нейтронного облучения материал, например, ОЯТ, является сам по себе источником следующих видов излучения:

- нейтронов спонтанного деления накопленных актинидов и топливных элементов;
- альфа-частиц, образованных при радиоактивном распаде минорных актинидов.

Энергия таких альфа-частиц не превышает 7 МэВ;

- гамма-квантов, образованных при радиоактивном распаде нестабильных изотопов, в основном, продуктов деления, а также при спонтанном делении актинидов. В целом, энергия таких гамма-квантов простирается до 12 МэВ;

- нейтронов из (α, n) реакции, протекающей на легких элементах;
- нейтронов из (γ, n) и (γ, f) реакций, протекающих на делящихся изотопах.

Для учета этих процессов перечисленные выше три библиотеки ядерных данных необходимо дополнить следующими данными:

- библиотека выходов продуктов деления при спонтанном делении актинидов;
- библиотека сечений (α, n) реакций на изотопах, энергетический порог которых не превышает максимальной энергии альфа-частиц в 7 МэВ;
- библиотека сечений (γ, n) и (γ, f) реакций, протекающих на делящихся изотопах.

На основе анализа современного состояния оцененных ядерно-физических данных, подготовленных в национальных и международных центрах ядерных данных, сформированы требуемые для кода нуклидной кинетики следующие библиотеки и наборы ядерных данных, представленные в таблице 2.2.

Таблица 2.2 – Библиотеки ядерных данных программы нуклидной кинетики

№	Название библиотеки ядерных данных	Содержание библиотеки	Формат представления данных
1	Библиотека микроскопических ядерных данных по сечениям взаимодействия нейтронов с изотопами	704 изотопа от ^1H до ^{257}Fm в области энергий нейтронов до 20 МэВ	endf-6
2	Библиотека сечений взаимодействия нейтронов с изотопами в групповом представлении	704 изотопа от ^1H до ^{257}Fm в области энергий нейтронов до 20 МэВ	EAF (315 групп)
3	Библиотека радиационных характеристик радиоактивных ядер	~3500 радиоизотопов от ^3H до ^{258}Fm	endf-6
4	Библиотека выходов продуктов деления при делении актинидов нейтронами и гамма-квантами	44 актиниды от ^{227}Th до ^{256}Fm данные для вынужденного деления нейтронами; 3 актиниды – $^{235}, ^{238}\text{U}$, ^{239}Pu – данные для фотоделения	endf-6
5	Библиотека выходов продуктов деления при спонтанном делении актинидов	15 актинидов от ^{232}Th до ^{256}Fm	endf-6
6	Библиотека выходов и энергий альфа-частиц при радиоактивном распаде	Изотопы от ^{145}Pm до ^{257}Fm , имеющие канал альфа-распада при радиоактивном распаде	endf-6
7	Библиотека сечений (α, n) реакций на легких элементах	10 элементов от Li до Si и 17 их изотопов	endf-6
8	Библиотека сечений (γ, n) и (γ, f) реакций на делящихся изотопах	18 актинидов от ^{232}Th до ^{248}Cm	endf-6

2.3 Алгоритм автоматизированного формирования расчетной модели объекта на основе САПР-модели

Для обеспечения высокого качества расчетов необходимо минимизировать ошибки при разработке расчетной модели. Отсюда и вытекает одно из требований к разрабатываемому комплексу – точное описание геометрии. Наиболее удобный способ задания геометрии объекта – это создание его графической (геометрической) модели в системе автоматизированного проектирования (САПР) с последующей конвертацией файла в формат используемой программы. Поэтому для решения этой проблемы используется в качестве исходных данных по геометрии – САПР-модель исследуемого объекта. Пример такого подхода с конвертацией геометрических параметров в формат программы MCNP приведен в работе [57].

Суть предлагаемого подхода к автоматизации подготовки файлов исходных данных (ИД) для расчетных модулей заключается в присвоении каждому графическому элементу дополнительных атрибутов в виде условных номеров материалов и типов источников, по

которым из БД извлекаются соответствующие характеристики и конвертируются в требуемом формате в три основных раздела файла ИД для используемого расчетного модуля (Geometry, Materials, Sources) [58, 59]. При этом управляющие (Rule) параметры для четвертого раздела файла ИД задаются в интерактивном режиме с помощью пользовательского интерфейса. Соответствующий алгоритм представлен на рисунке 2.6.

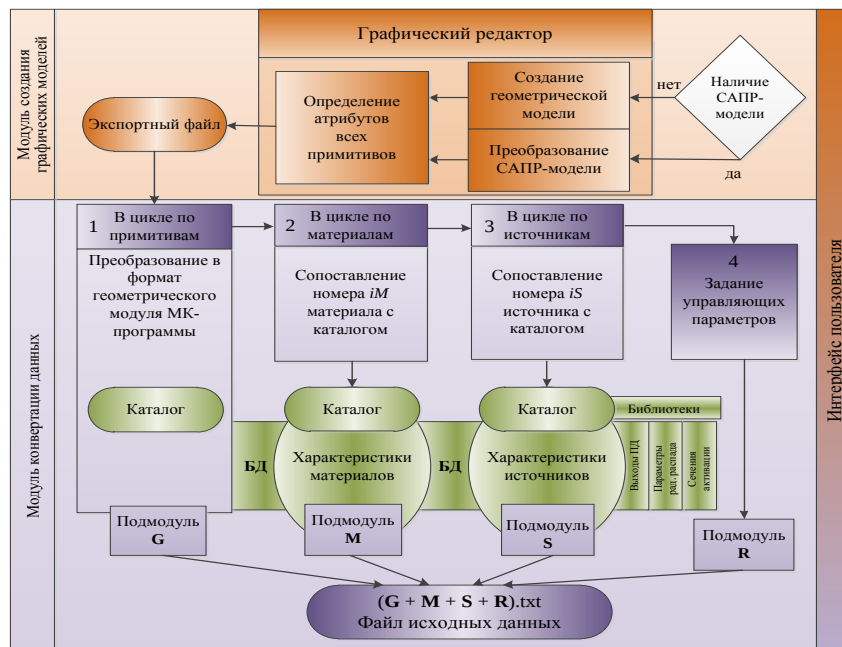


Рисунок 2.6 – Схема алгоритма автоматизированной подготовки данных

При создании файла ИД для прецизионных программ, учитывается особенность их геометрических модулей, в которых используется комбинаторный принцип задания геометрии с помощью элементарных геометрических тел (шары, параллелепипеды, цилиндры, конусы). Применяя к этим телам-примитивам булевы операции пересечения, объединения и дополнения, можно создавать сколь угодно сложные геометрические фигуры. Стандартные атрибуты примитивов (тип, размеры, ориентация в пространстве) и операции с ними (в виде условных знаков) задаются в файле исходных данных в формате используемого геометрического модуля.

Геометрические и дополнительные атрибуты всех примитивов модели объекта сохраняются в экспортном файле, который может быть представлен в разных стандартных форматах (*.wrl, *.step и др.). Этот файл подается на вход модуля конвертации данных, который обрабатывает его поэтапно тремя соответствующими подмодулями (G, M, S).

На первом этапе в цикле по примитивам с номерами материалов конвертируются геометрические параметры. Для упрощения процедуры задания сложных конструкций в базе данных создается каталог и раздел с уже сформированными геометрическими структурами

(например, ТВС с множеством твэлов) в виде текстовых шаблонов в формате используемого расчетного модуля.

На втором этапе для примитивов с атрибутами пользователь из каталога выберет идентификаторы требуемых материалов, для которых плотности, доли компонентов, объемные концентрации нуклидов будут храниться в соответствующем разделе БД. Подмодуль М извлечет файлы с этими данными и преобразует их в формат расчетного модуля.

На третьем этапе для примитивов с атрибутами из каталога источников пользователь выберет идентификаторы источников, характеристики которых подготовлены заранее и размещены в соответствующем разделе БД. Подмодуль S извлекает эти данные, обращается к библиотекам ядерно-физических данных и выполняет необходимые расчеты (например, спектра излучения смеси радионуклидов), и затем преобразует результаты в формат расчетного модуля. Алгоритм расчета спектра параметров описан ниже.

Выбор данных из каталогов для подмодулей G, M, S и задание управляющих параметров задачи для подмодуля R осуществляется в интерактивном режиме средствами интерфейса пользователя.

Модуль конвертации данных завершает свою работу формированием файла исходных данных (G+M+S+R).txt в формате используемого расчетного модуля.

Реализация такого подхода к формированию расчетной модели позволяет минимизировать ошибки при формировании исходных данных исследуемого объекта.

2.3.1 Алгоритм конвертации САПР-модели объекта в расчетную модель

В структуре файлов исходных данных для программ моделирования переноса ионизирующих излучений можно условно выделить четыре основных раздела: «Геометрия» («GEOMETRY»), «Материалы» («COMPOSITIONS»), «Источники» («SOURCES») и «Управление расчетом» («RULE»). Формирование соответствующих этим разделам параметров модели осуществляется также в четыре этапа.

Этап 1. Формирование раздела «GEOMETRY» файла исходных данных

Особенностью большинства современных программ, является наличие в их составе, так называемых, универсальных геометрических модулей (ГМ), в которых используется комбинаторный принцип задания геометрии с помощью элементарных геометрических тел (шары, параллелепипеды, цилиндры, конусы).

Соответственно при создании САПР-модели объекта должно быть введено требование использовать способ изображения отдельных элементов в виде тел-примитивов из указанного выше списка. Если в САПР-модели все же встречается нестандартный элемент, не удовлетворяющий этим требованиям, то этот элемент преобразуют в один или несколько примитивов с сохранением исходного объема. Атрибуты всех примитивов сохраняются в экспортных файлах, которые могут быть представлены в разных стандартных форматах. Например, в формате «wtml» (версия 1.0) цилиндр радиусом 8 см, высотой 15 см, с координатами центра нижнего торца X=20 см, Y=30 см, Z=100 см будет отображен в виде текстового фрагмента:

```
Translation { translation20.0 30.0 100.0 }
Cylinder {height 15.0radius 8.0}
```

Преобразование этого фрагмента в формат геометрического модуля МК-программы осуществляется подмодулем «G» в составе конвертора данных, который на выходе обеспечит текстовые строки:

– для ГМ программы TDMCC:

$S1=CL [XY=20, 30; R=8]$	(поверхность бесконечного по Z цилиндра)
$S2=PL [Z=100]$	(плоскость нижнего торца)
$S3=PL [Z=115]$	(плоскость верхнего торца)
$R1=S1 * -S2 * S3$	(внутренняя область цилиндра).

Аналогичные преобразования подмодуль «G» будет осуществлять для всех других примитивов. Далее он анализирует взаимное расположение примитивов, которые могут не пересекаться или частично пересекаться друг с другом, быть вложенными один в другой и т. д.

Изложенный алгоритм конвертации геометрических данных предполагает, что графическая модель объекта уже разбита на структурные блоки, т. е. известны (каким-либо образом отмечены) примитивы, которые ограничивают внутреннее пространство каждого блока.

Таким образом, результатом работы подмодуля «G» будет раздел «GEOMETRY» файла исходных данных для МК-модуля.

Этап 2. Формирование раздела «COMPOSITION» файла исходных данных

На этапе разработки графической модели объекта пользователь должен будет добавить в список атрибутов для каждого примитива дополнительный параметр – номер материала (от 1 до $N_{\max}$) или номер «скрытого» шаблона (от -1 до $-N_{\max}$). В итоге будет сформирован

единый список номеров материалов, который будет поставлен в соответствие с каталогом имен материалов и набором концентраций нуклидов.

Таким образом, результатом работы подмодуля «М» будет раздел «COMPOSITION» файла исходных данных для МК-модуля.

Этап 3. Формирование раздела «SOURCE» файла исходных данных

На этапе разработки графической модели объекта пользователь должен будет добавить в список атрибутов для каждого примитива еще один дополнительный параметр – номер (тип) источника излучения (от 1 до $NS_{\max}$, нулевой тип означает отсутствие источника).

В итоге сформированный единый список номеров источников будет поставлен в соответствие с каталогом имен источников и набором их характеристик, хранящихся в БД. С помощью подмодуля «S» (в составе подмодуля конвертации данных) эти характеристики будут размещены в пределах описаний блоков и областей (зон) с номерами из атрибутов соответствующих примитивов и записаны в файл исходных данных в формате МК-модуля.

Таким образом, результатом работы подмодуля «S» будет раздел «SOURCE» файла исходных данных для МК-модуля.

В результате работы подмодуля конвертации данных все текстовые фрагменты «Заголовок», «GEOMETRY», «COMPOSITION», «SOURCE» будут объединены в файл исходных данных для МК-модуля.

2.4 Выводы

Для решения актуальных проблем ЗСЖЦ объектов использования атомной энергии в состав специализированного расчетно-методического инструментария должны входить два класса взаимосвязанных программ. Первый – программы для расчета переноса ионизирующих излучений. Второй – программы для расчета нуклидной кинетики и радиационных характеристик РАО и ОЯТ. Это обстоятельство явилось базой для разработки архитектуры комплекса и состава его основных элементов.

В качестве базовой программы для расчета переноса ионизирующих излучений выбраны отечественные программы TDMCC и MCU, которые необходимо дополнить соответствующими сервисными программами с учетом особенностей задач ЗСЖЦ. Например, для автоматического формирования трехмерных моделей разработан специальный алгоритм конвертации САПР модели в формат расчетного модуля. Также разработан и реализован алгоритм формирования характеристик гамма-излучения и записи в формат расчетного модуля.

В результате проведенной работы обоснован состав специализированного расчетного инструментария, разработана его архитектура, а также ряд вспомогательных модулей и соответствующих алгоритмов [60, 61]. Для реализации программы расчета нуклидной кинетики разработаны математические модели, и сформированы необходимые наборы ядерно-физических данных. Алгоритмы расчета, заложенные в программе нуклидной кинетики, а также ядерно-физические данные должны пройти этап верификации. Демонстрация возможностей как отдельных элементов комплекса, так и его в целом должна подтвердиться при решении практических задач.

3. Верификация кода нуклидной кинетики

Верификация расчетных алгоритмов является неотъемлемой частью разработки программы. В разрабатываемом специализируемом расчетном инструментарии необходимо верифицировать программу нуклидной кинетики, остальные модули, либо не нуждаются в верификации (сервисные), либо верифицированы [62] или верифицируются непосредственно разработчиками (МК-программа).

Точность расчета трансмутации элементов, их активационных характеристик и остаточного энерговыделения (поглощенной энергии – тепловыделения и энергии, уносимой излучением) в ОЯТ и РАО определяется как точностью расчета их нуклидного состава на определенный момент времени, так и точностью входных параметров. Поэтому появляется необходимость в верификации и валидации используемых программных средств на основе сравнения результатов расчетов и реперных экспериментов, при отборе которых должны учитываться подробность и полнота описаний условий проведения измерений, полученных результатов и их погрешностей.

В главе на основе анализа многочисленных экспериментов, которые могут рассматриваться в качестве реперных для верификации программы нуклидной кинетики, отобраны наиболее информативные измерения и математические тесты, содержащие полный объем информации, требуемой для расчетного моделирования.

3.1 Расчетное моделирование бенчмарк-экспериментов и кросс-верификация

Для целей верификации программы нуклидной кинетики и валидации подготовленных библиотек ядерно-физических данных сформирован набор тестовых задач (таблица 3.1). Результаты таких расчетов покажут уровень надежности проводимых расчетных исследований радиационных характеристик ОЯТ и РАО. Для этих целей отобраны наборы экспериментов, которые имеют широкую известность в среде международных экспертов и активно используются при тестировании национальных и международных библиотек оцененных ядерных данных. Как правило, эти измерения имеют статус прецизионных, т. е. выполнены в четко определенных экспериментальных условиях и подтверждены в аналогичных экспериментах, выполненных на других установках в последующие годы.

В некоторых случаях на базе таких экспериментальных результатов подготовлены так называемые рекомендованные «экспериментальные» данные [63-65], которые затем служили основой для формирования тестовых задач. Из этих соображений отобраны тесты E1.1 и E1.2. Эксперименты выполнены в рамках совместных международных проектов, условия их

проведения и полученные результаты хорошо документированы и используются для верификации активационных библиотек ядерных данных.

Таблица 3.1 – Реперные эксперименты для верификации кода нуклидной кинетики

Номер теста	Назначение эксперимента	Источник облучения/ материал	Тестируется
E1.1	Измерения остаточного тепловыделения продуктов деления [63]	Реактор (тепловые нейтроны)/ ^{239}Pu , $^{233}, ^{235}\text{U}$	Сечения деления при тепловой энергии, выходы продуктов деления, радиационные характеристики продуктов деления и актинидов
E1.2	Измерения остаточного энерговыведения продуктов деления [64-66]	Реакторы (тепловые и быстрые нейтроны)/ $^{233}, ^{35}, ^{38}\text{U}$ $^{239}, ^{41}\text{Pu}$, ^{232}Th	Сечения деления, выходы продуктов деления, радиационные бета и гамма характеристики продуктов деления и актинидов
E2.1	Измерения остаточного энерговыведения облученных нейтронами материалов [67]	Установка 14-МэВ-ных нейтронов FNS (JAERI, Tokai-Mura, Japan)/ 70 элементов и 4 сплава	Библиотека нейтронных сечений и радиационных параметров
E2.2	Измерения скорости генерации гамма-излучения и остаточного энерговыведения облученных нейтронами материалов [68]	Установка 14-МэВ-ных нейтронов FNS (JAERI, Tokai-Mura, Japan)/ 18 элементов и 4 сплава	Библиотека нейтронных сечений и выходов дискретных гамма-квантов дочерних ядер
E2.3	Измерения спектров гамма-излучения облученных образцов [69]	Реактор BP-10/ V, V-Ti, V-Ti-Cr, V-Fe	Библиотека нейтронных сечений и гамма-излучения дочерних ядер

Тест E2.3 также представляет интерес как пример анализа вклада долговременной компоненты в тепловыделение от гамма-излучения материалов, облученных 20 лет назад.

Тест E1.1

В качестве первого шага по тестированию разрабатываемой программы отобраны экспериментальные данные по тепловыделению [63], которые использовались в различных международных сравнительных тестах [70]. В работе [63] для времени выдержки T_v от 10 до 10^5 с приведены результаты измерений тепловыделения $E(\beta+\gamma)$ продуктов деления тепловыми нейтронами ядер-мишеней ^{239}Pu , ^{233}U и ^{235}U , облученных в течение небольшого промежутка времени $2 \cdot 10^4$ с (~5,5 часов). Тепловыделение было измерено калориметрическим методом следующим образом. Число делений в образцах определено радиохимическим методом по активности радиоизотопов ^{99}Mo , ^{140}La и ^{147}Nd . Для ^{235}U точность определения тепловыделения на одно деление ΔE находится в пределах $\pm 6\%$.

Нуклидный состав исходных моноизотопных ядер-мишеней ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu как при облучении до $2 \cdot 10^4$ с (5,5 часов), так и в процессе их выдержки, рассчитан по программе нуклидной кинетики. При таких относительно малых временах облучения начальный состав мишеней меняется незначительно, и на результаты расчетов нуклидного состава и тепловыделения основное влияние оказывают ядерные данные по сечениям деления тепловыми нейтронами, независимым выходам продуктов деления, радиационным параметрам продуктов деления и актинидов.

В расчетах использовались ядерные данные по выходам продуктов деления ядер ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu из библиотеки JEFF-3.2 [71], так как в ней собраны наиболее надёжные современные данные по выходам продуктов деления для ^{233}U , которые используются в большинстве расчетных исследований по уран-ториевому циклу. Анализ результатов моделирования (рисунки 3.1-3.3) позволяет заключить, что для коротких времен облучения «тонких» мишеней ^{235}U и ^{239}Pu , в которых пренебрежимо ослабление нейтронного потока, получено удовлетворительное согласие расчетных и экспериментальных данных, что свидетельствует о надежности алгоритма программы нуклидной кинетики и отобранных библиотек ядерных данных по выходам продуктов деления и радиационным параметрам.

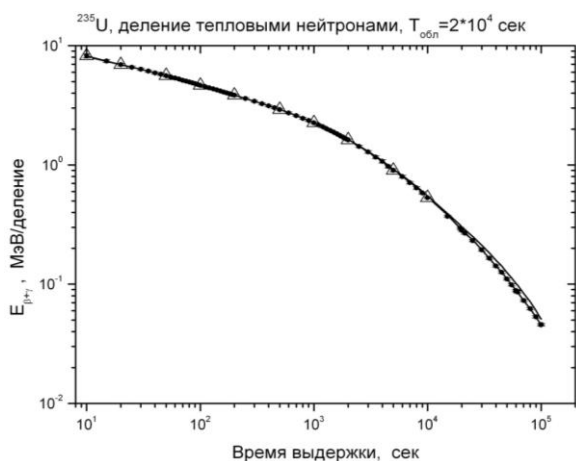


Рисунок 3.1 – Экспериментальные и расчетные данные по тепловыделению продуктов деления ^{235}U

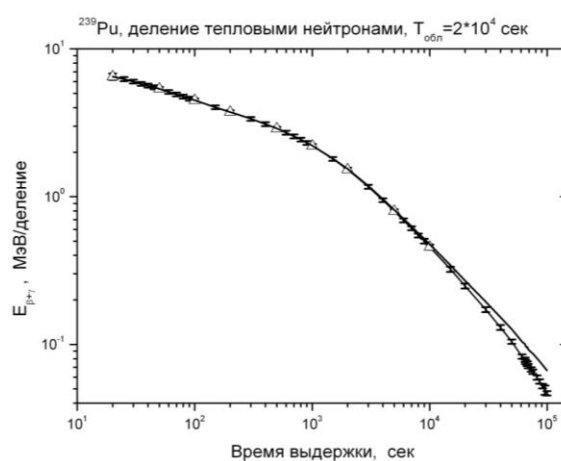


Рисунок 3.2 – Экспериментальные и расчетные данные по тепловыделению продуктов деления ^{239}Pu

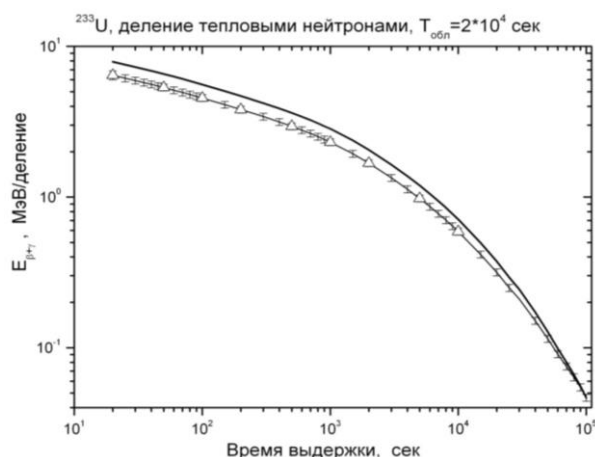


Рисунок 3.3 – Экспериментальные и расчетные данные по тепловыделению продуктов деления ^{233}U

Однако для ^{233}U при малых временах выдержки получено до 15 % превышение в расчете тепловыделения. На это обстоятельство указано также в международном перечне требований на уточнение ядерных данных HPRL (Nuclear Data High Priority Request List) [72], который формируется международными экспертами в рамках кооперации WPEC (Working Party on International Nuclear Data Evaluation Cooperation) [73].

Тест E1.2

В 80-е годы прошлого века в трех ведущих научных центрах мира (ORNL, LOWELL, YAYOI [64-66]) выполнены прецизионные измерения спектральных характеристик излучения и остаточного энерговыделения в облучённых мишенях, содержащих изотопы тория, урана и плутония. В настоящее время результаты этих измерений являются наиболее информативными и используются в различных международных тестах для проверки как

ядерных данных, так и методов расчета нуклидного состава и радиационных характеристик ядерного топлива при малых временах облучения и выдержки.

Исследования проводились в следующих научных центрах:

- Окриджская национальная лаборатория США (ORNL), где были выполнены измерения характеристик мишеней из ^{239}Pu , ^{241}Pu и ^{235}U , облученных тепловыми нейтронами, выведенными из исследовательского реактора [63]. После облучения в течение времени от 1 до 100 с мишени с помощью пневмопочты передавались в измерительный зал, где проводились исследования для времен выдержки от 2 до 14000 с.
- Массачусетский университет, где исследовались мишени из ^{239}Pu , ^{238}U и ^{235}U , облученные тепловыми и быстрыми нейтронами в течение времени до 300 с со временем выдержки от долей секунды до $2 \cdot 10^4$ с [64]. Уникальность этих измерений состояла в том, что впервые в мире были выполнены измерения при столь малых (меньше 1 с) временах выдержки.
- Токийский университет, где на «быстром» реакторе YAYOI были облучены мишени, содержащие ^{239}Pu , ^{233}U , ^{235}U и ^{238}U , ^{232}Th , в течение времени от 10 до 100-300 с и выполнены измерения остаточного энерговыделения для времен выдержки от 11 до $2,6 \cdot 10^4$ с [65].

Методики измерений были практически одинаковы: гамма-излучение измерялось либо детекторами на основе NaI(Tl), либо на основе кристаллов Ge и/или Ge(Li). Бета-излучение измерялось с помощью газонаполненных счетчиков, разработанных и изготовленных в ORNL. Число делений в образцах было определено из результатов измерений характеристик излучения изотопов ^{97}Nb , $^{97\text{m}}\text{Nb}$, ^{91}Y , ^{135}Xe .

На представленных ниже рисунках 3.4–3.9 представлены расчетные и экспериментальные данные по энерговыделению для двух актинидов – ^{235}U и ^{239}Pu .

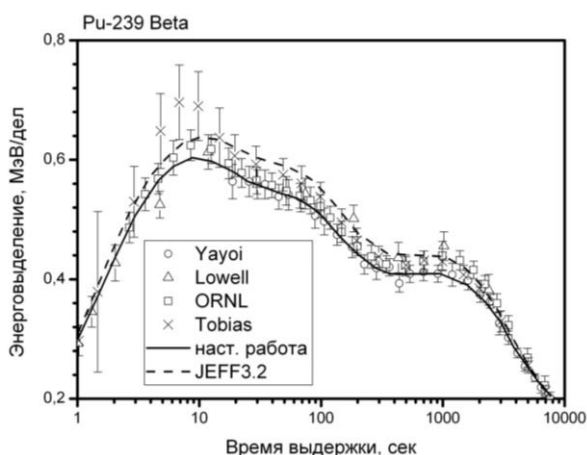


Рисунок 3.4 – Зависимость энерговыделения ^{239}Pu (бета-компоненты) от времени выдержки

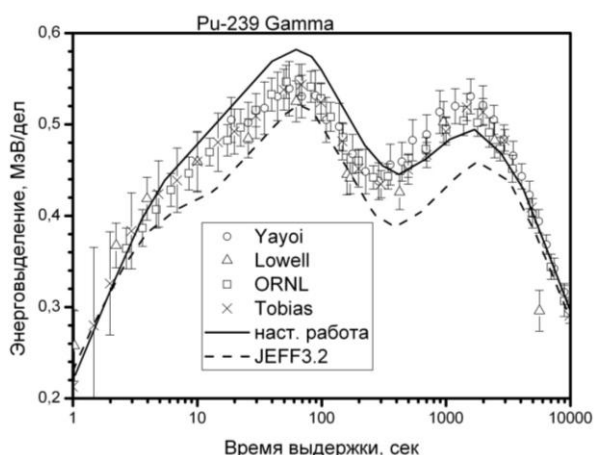


Рисунок 3.5 – Зависимость энерговыделения ^{239}Pu (гамма-компоненты) от времени выдержки

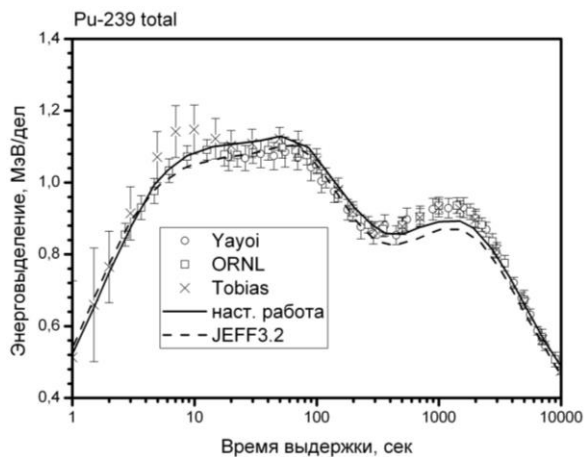


Рисунок 3.6 – Зависимость полного энерговыведения ^{239}Pu от времени выдержки

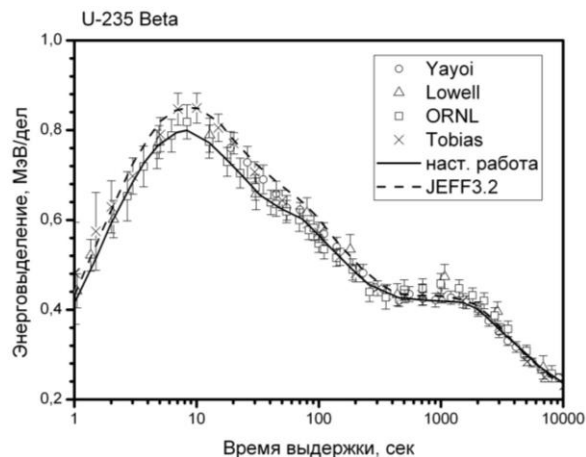


Рисунок 3.7 – Зависимость энерговыведения ^{235}U (бета-компоненты) от времени выдержки

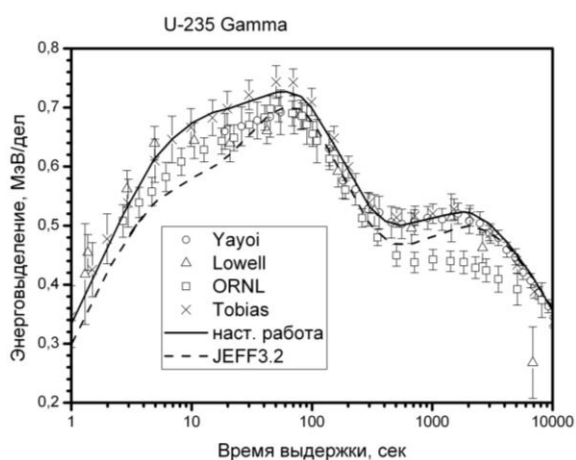


Рисунок 3.8 – Зависимость энерговыведения ^{235}U (γ -компоненты) от времени выдержки

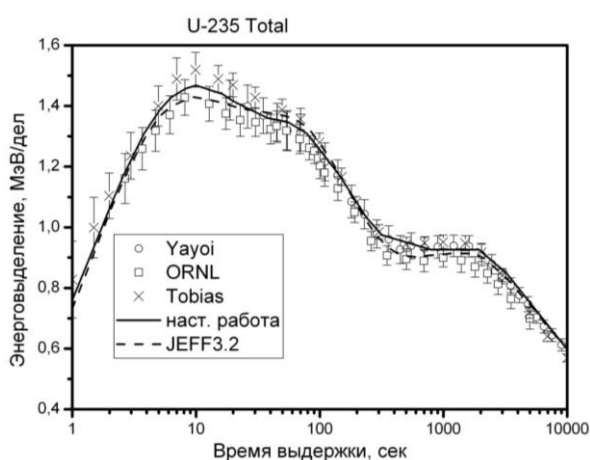


Рисунок 3.9 – Зависимость полного энерговыведения ^{235}U от времени выдержки

Для сравнения на рисунках также приведены аналогичные расчетные данные, подготовленные на основе библиотеки JEFF-3.2, которая в настоящее время включает в себя наиболее современные данные для выходов продуктов деления и их радиационных характеристик («распадных данных»). В работе [74] отмечалось, что для библиотеки JEFF-3.2 систематически наблюдается недооценка данных по тепловыделению на гамма-компоненте и переоценка данных по бета-компоненте. В то же время, достаточно хорошо описывается полное тепловыделение.

Оценивая результаты расчетов данной задачи, отметим, что для ^{235}U и ^{239}Pu как для бета- и гамма-компонент тепловыделения, так и для полного тепловыделения получено удовлетворительное согласие экспериментальных и расчетных данных, что может свидетельствовать о корректном выборе библиотек ядерных данных для этих изотопов в наших расчетах.

Тест E2.1

В работе [67] опубликованы результаты измерений остаточного энерговыделения в различных материалах, облученных нейтронами в четырех позициях на установке FNS (Fusion Neutron Source, JAERI, Japan) в рамках японо-европейской программы исследования радиационных свойств материалов. Нейтронные спектры в этих позициях представлены на рисунке 3.10.

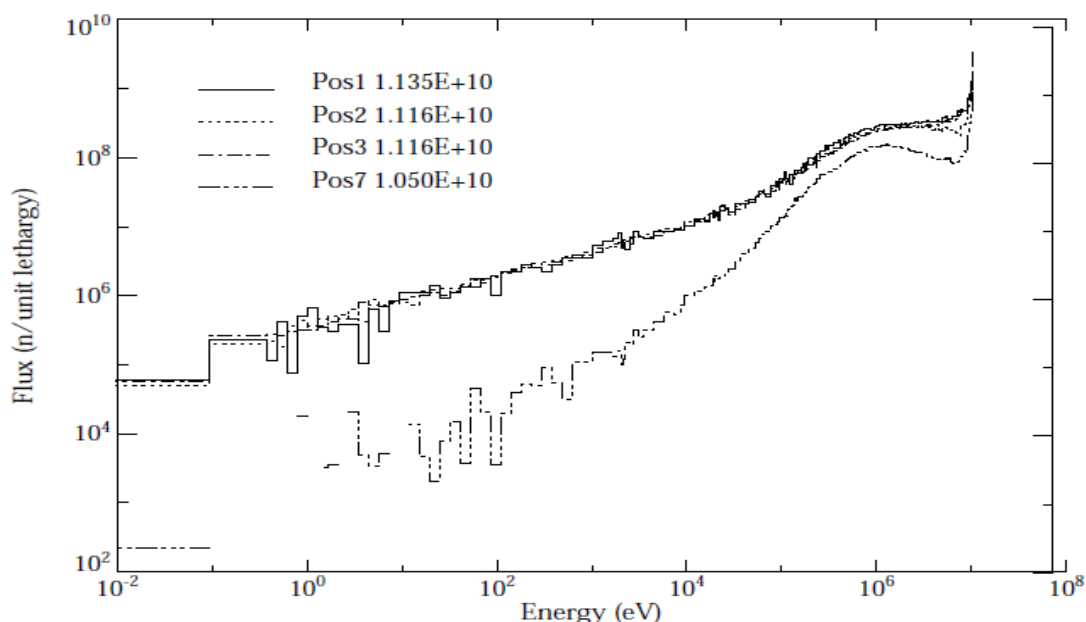


Рисунок 3.10 – Спектры нейтронов в установке FNS для четырех позиций (Pos1-3, Pos7) облучения материалов с различными значениями плотности потока нейтронов ($\text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$)

Для 70 элементов (от F до Bi) и 4 сплавов (стали SS304, SS316, сплавы Inconel-600 и Nickel-chrome) были выполнены измерения остаточного энерговыделения после нейтронного облучения. Время облучения 5 мин., времена выдержки от 10 мин. до 1 ч. Следует отметить, что данные эксперименты активно используются при верификации европейской системы EASY и широко представлены на различных международных совещаниях по тестированию ядерных данных для задач обоснования термоядерных установок [75].

Для тестирования подготовленных библиотек ядерных данных (библиотека активационных сечений и библиотека «распадных данных») отобраны результаты активационных экспериментов для следующих материалов: сталь марки SS316, цирконий и гафний. Выбор этих материалов основан на том, что при хранении ОЯТ используемые оболочки ТВС и ТВЭЛов изготовлены либо из сталей, либо из сплавов на основе циркония (реакторы типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000). Гафний выбран в качестве характерного представителя поглощающих нейтроны материалов, используемых в органах СУЗ ядерных реакторов. На рисунках 3.11–3.13 представлены полученные результаты.

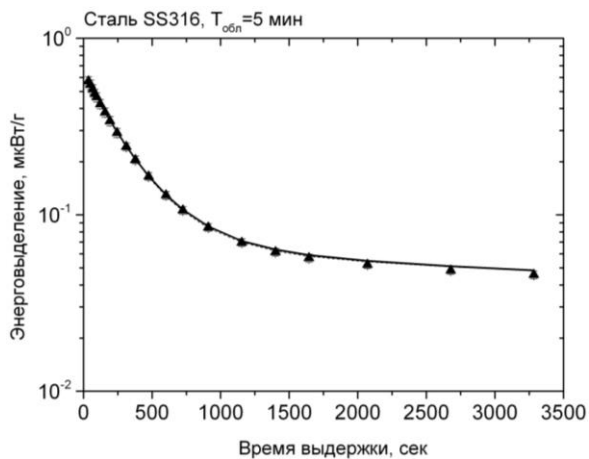


Рисунок 3.11 – Экспериментальные и расчетные данные по энерговыделению для стали SS316: сплошная линия – настоящий расчет, ▲ – эксперимент

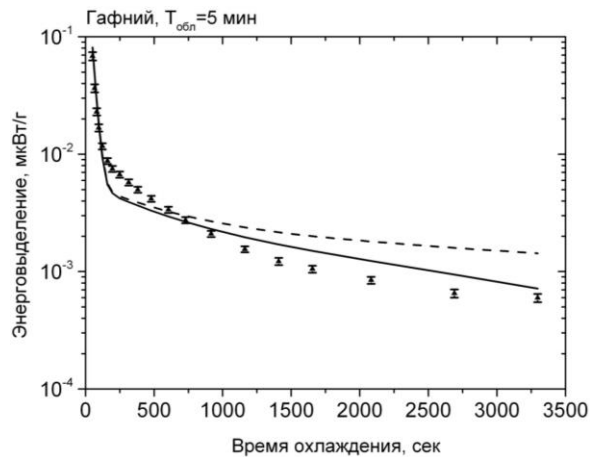


Рисунок 3.12 – Экспериментальные и расчетные данные по энерговыделению: сплошная линия – настоящий расчет, пунктирная – расчет с использованием библиотеки EAF-2010 [76], ▲ – эксперимент

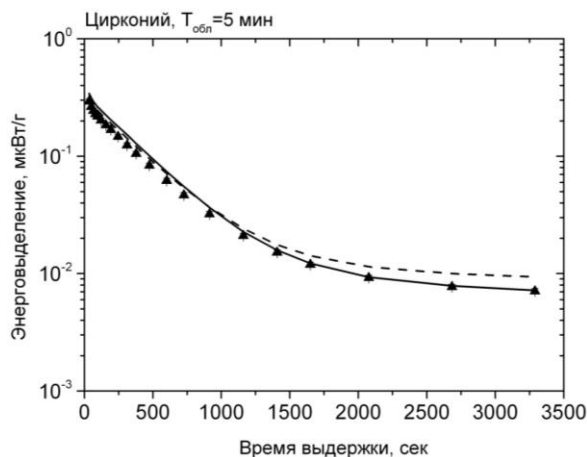


Рисунок 3.13 – Экспериментальные и расчетные данные по энерговыделению в цирконии: сплошная линия – настоящий расчет, пунктирная – расчет с использованием библиотеки EAF-2010 [76], ▲ – эксперимент

Для стали SS316 получено достаточно хорошее согласие с экспериментом в пределах 6 %, что укладывается в погрешность измерений. Аналогичные данные, полученные в расчётах с библиотекой EAF-2010 [76], практически совпадают с расчетами.

Для материалов гафния и циркония наблюдаются отклонения до ~46 % и ~23 %, соответственно, что говорит о необходимости корректировки ядерных данных для изотопов этих элементов и изотопов элементов, образованных в ядерных нейтронных реакциях на стабильных изотопах гафния и циркония. Так как наблюдаются отклонения в расчетных и измеренных данных, которые превышают погрешности измерений, то, в первую очередь, необходимо критически проанализировать нейтронные активационные сечения, которые

вносят определяющий вклад в энергосвечение при малых временах облучения (~5 мин.). Для гафния необходимо уточнить ядерные данные по периодам полураспада. Аналогичный результат наблюдается для циркония. Стоит отметить, что подобный анализ выполнен ранее для европейской системы активационных расчетов EASY-2010 и их результаты [75] подтверждают наши выводы.

Тест E2.2

В работе [68] представлены результаты совместных (США и Япония) исследований радиационных свойств облученных на установке (нейтроны 14 МэВ) FNS (Япония) 20 различных элементов и 4 сплавов. Их перечень приведен в таблице 3.2.

После каждого облучения с использованием германиевого детектора были измерены энергии и выходы дискретных гамма-квантов, а также полные гамма-спектры при различных временах выдержки. Для некоторых материалов (например, для железа) было выполнено несколько серий измерений, отличающихся временем облучения $T_{обл}$ и временем выдержки $T_{в}$.

Таблица 3.2 – Перечень исследованных материалов

Элемент				Стали и сплавы
Fe	Zr	Sn	Y	SS316
Ni	V	Pb	In	AISI316
Mo	Al	Ta	Mg	MnCu
Cr	Co	Ag	Au	YBa ₂ Cu ₃ O ₇
Cu	Ti	Zn		
W	Nb	Si		

Время набора спектра $T_{изм}$ определялось требуемой статистической точностью измерения выхода гамма-квантов. Конечным результатом экспериментов было определение скорости выхода дискретных гамма-квантов на грамм материала (в единицах $г^{-1} \cdot с^{-1}$). В зависимости от условий проведения эксперимента мощность источника нейтронов изменялась от 10^8 до $10^{12} с^{-1}$. Все экспериментальные результаты приведены к стандартному нейтронному источнику мощностью $10^{12} с^{-1}$. В таблице 3.3 в качестве примера приведены экспериментальные данные для железа, полученные в двух сериях измерений.

Таблица 3.3 – Экспериментальные данные по выходу дискретных гамма-квантов из железного образца

Серия 1 с параметрами: $T_{обл}=30$ мин., $T_{в}=22,4$ мин., $T_{изм}=10$ мин.	Серия 2 с параметрами: $T_{обл}=9$ час., $T_{в}=2,92$ сут., $T_{изм}=15,43$ час.
---	---

Энергия γ -квантов, кэВ	Скорость выхода γ -квантов, $\text{г}^{-1} \cdot \text{с}^{-1}$	Погрешность (1σ), %	Энергия γ -квантов, кэВ	Скорость выхода γ -квантов, $\text{г}^{-1} \cdot \text{с}^{-1}$	Погрешность (1σ), %
511	2917,4	4,6	319	41,871	3,8
847	108310	3,0	511	22,597	5,5
1811	29775	2,8	811	1,9592	30,3
2113	15533	3,1	835	137,96	3,0
2523	1134,6	6,6	847	4,3720	16,0
2658	961,78	7,1			
2959	345,92	12,1			
3370	182,15	18,9			

В этом тесте отобраны наиболее важные для наших прикладных исследований материалы: железо, алюминий и цирконий. В таблицах 3.4–3.7 представлены полученные результаты расчетов в сравнении с экспериментальными данными. Их анализ позволяет сделать следующие выводы:

- Al: при облучении основным источником гамма-излучения является изотоп ^{24}Na с периодом полураспада 14,96 часа, образуемый в реакции $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$. Радиационные данные для изотопа ^{24}Na достаточно хорошо известны, и в ряде экспериментов гамма-линии натрия с энергиями $E_\gamma=1369$ кэВ и $E_\gamma=2754$ кэВ используются в качестве стандарта при измерениях и мониторинговании гамма-полей. Также нейтронное сечение реакции $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$ достаточно хорошо определено и входит в международный набор нейтронных сечений, используемых как стандарт в измерениях. Поэтому используемые нами ядерные данные для алюминия достаточно надежны, что отражено в таблице 3.4, где все полученные результаты расчетов укладываются в заявленные в эксперименте погрешности измерений.

Таблица 3.4 – Экспериментальные и расчетные данные по выходу дискретных гамма-квантов из алюминиевого образца

Серия измерений с параметрами: $T_{\text{обл}}=10$ час., $T_{\text{в}}=5$ час. 52,3 мин., $T_{\text{изм}}=1$ час 28,5 мин.				(P/Э-1) ·100 %
Энергия γ -квантов, кэВ	Эксперимент (Э)		Расчет (P)	
	Удельный выход излучения, $\text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$	Погрешность (1σ), %	Удельный выход излучения, $\text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$	
511	169	14,0	183	8
1368	7630	2,50	7750	2
2754	7780	3,10	7840	0,8

- Fe: при облучении основным источником гамма-излучения в области времен выдержки меньше 10 часов является изотоп ^{56}Mn с периодом полураспада $\sim 2,6$ часа, образуемый в реакции $^{56}\text{Fe}(n,p)^{56}\text{Mn}$. При больших временах выдержки увеличивается вклад изотопа ^{54}Mn с периодом полураспада ~ 312 сут., образуемый в реакции $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$.

Полученные в расчетах данные по выходам дискретных гамма-квантов достаточно хорошо описывают заявленные экспериментальные данные (таблицы 3.5 и 3.6).

Таблица 3.5 – Экспериментальные и расчетные данные по выходу дискретных гамма-квантов из железного образца

Серия измерений с параметрами: $T_{\text{обл}}=30$ мин., $T_{\text{в}}=22,4$ мин., $T_{\text{изм}}=10$ мин.				$(P/\mathcal{E}-1) \cdot 100 \%$
Энергия γ -квантов, кэВ	Эксперимент (Э)		Расчет (Р)	
	Удельный выход излучения, $\text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$	Погрешность (1σ), %	Удельный выход излучения, $\text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$	
511	2920	4,60	3160	8
847 (^{56}Mn)	108000	3,00	112000	4
1811 (^{56}Mn)	29800	2,80	29000	-3
2113 (^{56}Mn)	15500	3,10	15000	-3
2523	1130	6,60	1280	13
2658	962	7,10	892	-7
2959	346	12,1	428	24
3370	182	18,9	169	-7

Таблица 3.6 – Экспериментальные и расчетные данные по выходу дискретных гамма-квантов из железного образца

Серия измерений с параметрами: $T_{\text{обл}}=9$ час., $T_{\text{в}}=2,92$ сут., $T_{\text{изм}}=15,43$ час.				$(P/\mathcal{E}-1) \cdot 100 \%$
Энергия γ -квантов, кэВ	Эксперимент (Э)		Расчет (Р)	
	Удельный выход излучения, $\text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$	Погрешность (1σ), %	Удельный выход излучения, $\text{с}^{-1} \cdot \text{г}^{-1}$	
319	41,9	3,80	43,0	3
511	22,597	5,50	24,0	6
811	1,9592	30,3	2,60	33
835 (^{54}Mn)	134	3,00	142	6
847 (^{56}Mn)	4,37	16,0	2,85	-35

- Zr: при облучении не наблюдается ярко выраженных выходов дискретных гамма-квантов, так как цирконий имеет пять стабильных изотопов, на которых образуются множество радиоактивных изотопов, в основном, радиоактивные изотопы стронция, иттрия и самого циркония. Среди них выделим следующие: при коротких временах выдержки (меньше 15 мин) основными вкладчиками в гамма-излучение являются изотопы ^{89}Zr , $^{87\text{m}}\text{Sr}$, ^{91}Sr , $^{90\text{m}}\text{Y}$, ^{92}Y и ^{94}Y . При временах выдержки более 15 мин. основными вкладчиками в гамма-излучение являются изотопы ^{89}Zr и $^{90\text{m}}\text{Y}$. Из приведенных в таблице 3.7 данных следует, что для 24 из 27 энергетических линий относительные отклонения расчетных и экспериментальных результатов лежат в интервале $\pm 10 \%$.

Таблица 3.7 – Экспериментальные и расчетные данные по выходу дискретных гамма-квантов из циркониевого образца

Серия измерений с параметрами: Т _{обл} =9 час., Т _в =2 час. 26,5 мин., Т _{изм} = 43,5 мин.				(Р/Э-1) ·100 %
Энергия гамма- квантов, кэВ	Эксперимент (Э)		Расчет (Р)	
	Удельный выход излучения, с ⁻¹ · г ⁻¹	Погрешность (1σ), %	Удельный выход излучения, с ⁻¹ · г ⁻¹	
173	877	6,70	925	6
203	15000	0,900	15300	4
206	451	18,7	403	-11
216	85,0	94,9	62,0	-27
388	4090	2,50	4170	2
448	230	22,7	249	8
479	14000	1,60	15200	5
505	308	24,2	284	-8
511	59300	1,40	61300	3
556	2210	6,10	2180	-2
658	376	21,3	341	-9
682	417	19,6	438	5
724	355	18,5	342	-4
743	524	14,7	538	3
749	392	19,9	442	13
756	411	14,0	438	7
847	206	26,2	219	6
909	139000	1,60	144000	3
935	1330	3,60	1410	6
1024	520	5,60	496	-5
1368	1760	3,10	1820	4
1405	332	8,00	317	-4
1621	107	13,6	96,0	-10
1657	158	10,4	148	-6
1713	1050	3,80	994	-5
1745	199	10,9	184	-8
2755	1560	3,80	1650	5

Тест E2.3

В работе [69] представлены результаты измерений спектров гамма-квантов из образцов ванадия, различных ванадиевых сплавов, ниобия, молибдена, рения, вольфрама, облученных в активной зоне реактора БР-10.

Облучение материалов было выполнено в экспериментальных каналах (ячейки 104 и 100 на расстоянии от центра активной зоны 145 мм), в которых предварительно были измерены нейтронные поля. На рисунке 3.14 представлен энергетический нейтронный спектр для канала в ячейке 104.

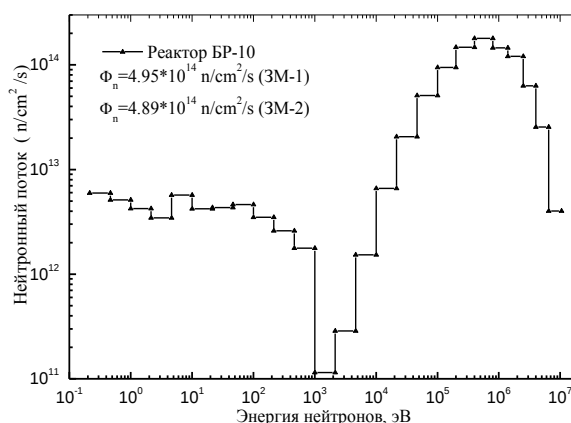


Рисунок 3.14 – Спектр нейтронов реактора БР-10 в канале для облучения образцов

Были выполнены три серии измерений, обозначенные как ЗМ-1, ЗМ-2 и ЗМ-3.

Серия ЗМ-1.

Суммарное количество эффективных суток облучения сборки составило 60,05. Плотность нейтронного потока в ячейке 104 составила величину $4,95 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. За время облучения образцы набрали суммарный флюенс нейтронов с энергией $E_n > 0,255 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$, доля быстрых нейтронов ($E_n > 0,1 \text{ МэВ}$) составила 82,3%.

Серия ЗМ-2

Облучательное устройство, сборка образцов ЗМ-2 и место облучения в реакторе те же самые, что и для сборки ЗМ-1. Суммарное количество эффективных суток составило 121,75. Интегральный флюенс нейтронов составил $5,15 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$, из них $4,24 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ приходится на нейтроны с $E_n > 0,1 \text{ МэВ}$.

Серия ЗМ-3.

Облучательное устройство и сборка образцов ЗМ-3 те же самые, что для сборки ЗМ-1. Сборка с образцами облучалась в реакторе в ячейке 100. Плотность нейтронного потока в этой ячейке составила $4,90 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, из них быстрых нейтронов с $E_n > 0,1 \text{ МэВ}$ 83,8%.

Интегральный флюенс нейтронов за это время составил $1,14 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$. Режим работы реактора был более сложный, чем при облучении сборок ЗМ-1 и ЗМ-2, и был учтен при моделировании этого эксперимента.

Дифференциальные спектры фотонов измерены в области энергий до 3 МэВ с помощью детектирующей системы «СПЕДОГ» и представлены в работе [68]. Статистическая точность измерений до $\pm 3\%$ для 249 каналов измерения.

Для целей тестирования ядерных данных на основе тестовой задачи Е2.3 отобраны два материала – ванадий и сплав ванадия V-4Ti-4Cr (ЗМ-2). Экспериментальные данные по энергетическим спектрам гамма-квантов облученных материалов получены в двух

вариантах: в так называемом поточечном представлении, когда гамма-спектр представлен в 249 энергетических точках в области энергий гамма-квантов до 3 МэВ, и в варианте широких групп. На рисунках 3.15-3.17 представлены экспериментальные и расчетные данные по фотонным спектрам для ванадия и его сплава типа V-4Ti-4Cr. На рисунке 3.15 показан вариант поточечного представления гамма-спектра, на рисунках 16-17 спектры представлены в групповом виде.

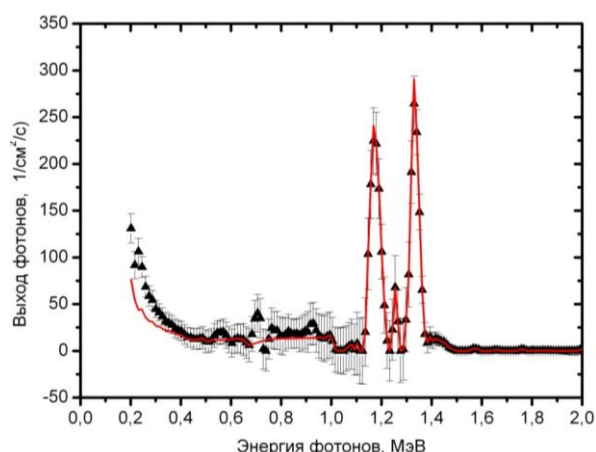


Рисунок 3.15 – Измеренный и расчетный спектры гамма-излучения для образца ванадия V (ЗМ-2), время измерения $t=600$ с: сплошная линия – расчет, ▲ – эксперимент, вертикальные линии – интервалы погрешности измерений ($+1\sigma$)

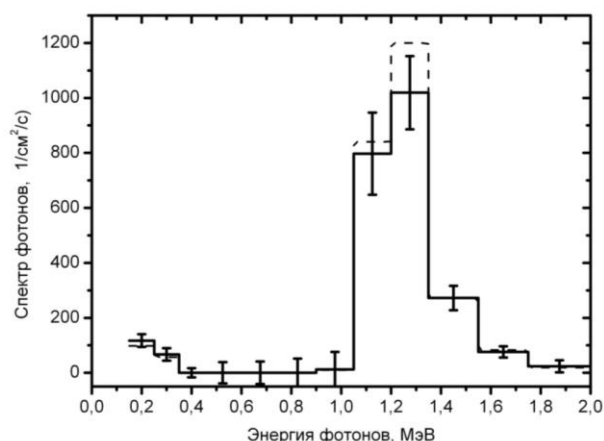


Рисунок 3.16 - Измеренные и расчетные групповые потоки гамма-излучения для образца ванадия V (ЗМ-2), время измерения $t=600$ с: сплошная линия – эксперимент, пунктирная линия – расчёт, вертикальные линии – погрешности измерений ($+1\sigma$)

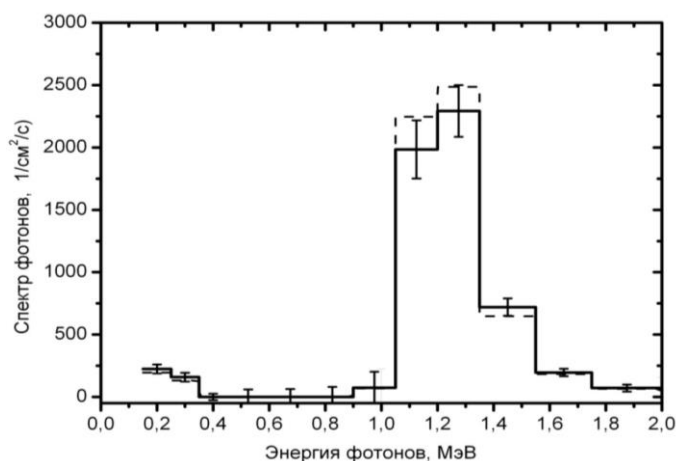


Рисунок 3.17– Измеренные и расчетные групповые потоки гамма-излучения для ванадиевого сплава V-4Ti-4Cr (ЗМ-2), время измерения $t=600$ с: сплошная линия – эксперимент, пунктирная линия – расчёт, вертикальные линии – погрешности измерений

Из этих данных видно, что для обоих материалов основным вкладчиком в гамма-излучение образцов является ^{60}Co , поскольку стабильный изотоп ^{59}Co изначально присутствовал в ванадии как примесный элемент. Именно изотоп ^{60}Co определяет уровень гамма-излучения ванадиевых образцов даже при временах выдержки более 20 лет.

В таблице 3.8 представлены расчетные (Р) и экспериментальные (Э) данные по полному выходу гамма-излучения из рассмотренных облученных ванадиевых образцов. В целом, в пределах 18 % наблюдается согласие расчетных и экспериментальных данных, что вполне укладывается в погрешность данных измерений.

Таблица 3.8 – Характеристики облученных образцов ванадия и ванадиевых сплавов и результаты измерений и расчетов полного выхода гамма-излучения из облученных образцов

Базовый состав облученных образцов	Серия облучения	Масса образца, г	Полный выход фотонов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$		
			Эксперимент (Э)	Расчет (Р)	$(\text{Р}/\text{Э}-1) \cdot 100\%$
V-100%	ЗМ-1	0,32820	48 ± 21	54,2	14
V-100%	ЗМ-2	0,53880	2440 ± 160	2580	6
V-4%Ti-4%Cr	ЗМ-2	0,39800	5500 ± 240	6020	10
V-9%Ti- 5%Cr	ЗМ-2	0,25385	255 ± 96	282	10
V-5%Fe	ЗМ-2	0,44380	1550 ± 140	1650	6
V-0,5%Fe	ЗМ-2	0,40125	290 ± 23	342	18
V-0%Fe	ЗМ-2	0,37245	53 ± 13	58,3	9
Nb-100%	ЗМ-3	0,43606	6280 ± 280	6750	7
Mo-100%	ЗМ-3	0,27304	59 ± 14	64,3	10

3.2 Заключение к главе 3

Полученные в данной работе результаты расчетов показали хорошее согласие с экспериментальными данными (в рамках погрешностей экспериментов). Исключение составил только расчет тепловыделения ^{233}U . Стоит отметить, что этот результат не является критичным при решении задач ЗСЖЦ ЯРОО и не говорит о некорректности алгоритма, заложенного в программе нуклидной кинетики, а решение этой проблемы находится в области уточнением распадных данных и корректировке соответствующих библиотек. Поэтому, после выхода обновленных библиотек необходимо повторить моделирование данного эксперимента с новыми данными.

Проведенные расчетные исследования и анализ полученных результатов позволяют сделать следующие выводы:

- алгоритм расчета трансмутации и активации кода нуклидной кинетики работает корректно;
- отобранные в состав библиотеки ядерных данных активационные данные по нейтронным сечениям в целом позволяют достаточно надежно моделировать тестовые задачи.

Можно заключить, что разрабатываемая программа нуклидной кинетики и отобранные библиотеки ядерно-физических данных работает корректно и может служить инструментом для проведения более сложных расчетов и анализа интегральных реакторных и имитационно-реакторных экспериментов [77].

4. Практические примеры решения задач заключительных стадий жизненного цикла объектов использования атомной энергии

Данная глава диссертационного исследования посвящена демонстрации полученных результатов расчетных исследований с применением разработанного расчетно-программного инструментария. Здесь последовательно рассмотрены актуальные задачи ЗСЖЦ объектов использования атомной энергии вопросы по трем направлениям: обращение с ОЯТ, обращение с РАО, ВЭ.

С учетом того, что долгое время вопросам захоронения РАО не уделялось должного внимания, расчетные исследования сосредоточены в области моделирования радионуклидных составов ОЯТ и РАО и методической разработке подходов к определению радиологической значимости радионуклидов, содержащихся в них, в контексте долговременной безопасности.

Исследованы вопросы вторичного использования различных загрязненных радионуклидами материалов для нужд атомной отрасли. В разделе 4.2 приведены оценки радиационной безопасности при обращении с изделиями, выполненными из радиационно загрязненного металла. Еще один перспективный материал, который можно использовать вторично – бетон, для него тоже были проведены соответствующие исследования [78].

В разделе 4.3 рассмотрена задача по ВЭ ЯРОО по сценарию «Немедленный демонтаж». Продемонстрированы возможности конвертации трехмерной САПР-модели в расчетную и оценки дозовых нагрузок при выполнении комплекса работ по удалению РАО.

4.1 Обращение с ОЯТ

Обращение с ОЯТ может состоять из нескольких этапов: выгрузка из активной зоны, промежуточное хранение, транспортирования до пункта хранения/захоронения или завода по переработке, и далее, в зависимости от типа топливного цикла захоронение или переработка. В России принята стратегия замкнутого топливного цикла (ЗЯТЦ), который предполагает переработку ОЯТ. Цель переработки ОЯТ – выделение товарной продукции, т. е. изотопов U, Pu и в некоторых случаях других элементов, например, Np. Остальные элементы, как радиоактивные, так и стабильные переходят в РАО. Образованные РАО в дальнейшем должны быть захоронены в ПЗРО, но перед этим кондиционированы. Для оценки радионуклидных составов РАО и их радиационных характеристик (энерговыделение, гамма и нейтронные источники и др.) необходимо знать характеристики перерабатываемого ОЯТ.

В России с 1977 года работает завод по переработке ОЯТ – РТ-1, расположенный на ФГУП «ПО «Маяк», а также начинает работу (2016 г.) опытно-демонстрационный центр по переработке ОЯТ на ФГУП «ГХК». Основным объемом ОЯТ, перерабатываемого на заводе РТ-1, является ОЯТ реакторов типа ВВЭР-440 и БН-600. Расчет радионуклидных составов ОЯТ является предварительным этапом к оценке составов РАО, хранящихся на заводе РТ-1 и планируемых к захоронению.

В задачах, связанных с захоронением РАО, принципиальным моментом является учет всех образующихся в процессе ядерных реакций и радиоактивного распада долгоживущих ядер и ядер, в процессе распада которых образуются долгоживущие ядра. В последующих расчетах состава ОЯТ не учитывается изменение нейтронного потока по высоте активной зоны и соответствующие изменения радионуклидного состава, а расчет производится в наиболее консервативном варианте. Более важным моментом является оценка радионуклидных составов в долгосрочной перспективе, т. е. на тысячи и десятки тысяч лет.

4.1.1 Оценка радионуклидных составов и характеристик ОЯТ реакторов ВВЭР-440

Расчеты составов ОЯТ, образующихся в процессе работы реакторов, а также их различные радиационные характеристики выполнены с использованием разработанной программы нуклидной кинетики. Исходная библиотека нейтронных активационных сечений взята в 315-групповом приближении (разбиение TRIPOLI) и свернута в одnogрупповое представление по соответствующему нейтронному спектру реактора ВВЭР-440.

Для реактора ВВЭР-440 в качестве нейтронного поля, характеризующего активную зону реактора, выбран нейтронный спектр в области центральной части активной зоны реактора ВВЭР-440 в окрестности точки на высоте $h = 120$ см от низа корпуса реактора. На рис. 4.1 представлен энергетический спектр нейтронов в области центра активной зоны реактора ВВЭР-440 [79]. Данная область реактора ВВЭР-440 является наиболее энергонагруженной с наибольшим значением нейтронных потоков в ее окрестности.

Для реактора ВВЭР-440 было рассмотрено топливо в виде двуокиси урана UO_2 (3,6 % обогащение по ^{235}U), которое используется в ВВЭР-440 до выгорания 30 ГВт·сут/т UO_2 . Данный вариант расчета выгорания топлива используется для целей верификации программ нуклидной кинетики, а также рассмотрен в справочнике [80].

В таблице 4.1 представлены исходный состав топлива UO_2 , составы ОЯТ на моменты выдержки 0, 5 и 10 лет. Как правило, после 5 лет выдержки ОЯТ поступает на переработку на завод РТ-1.

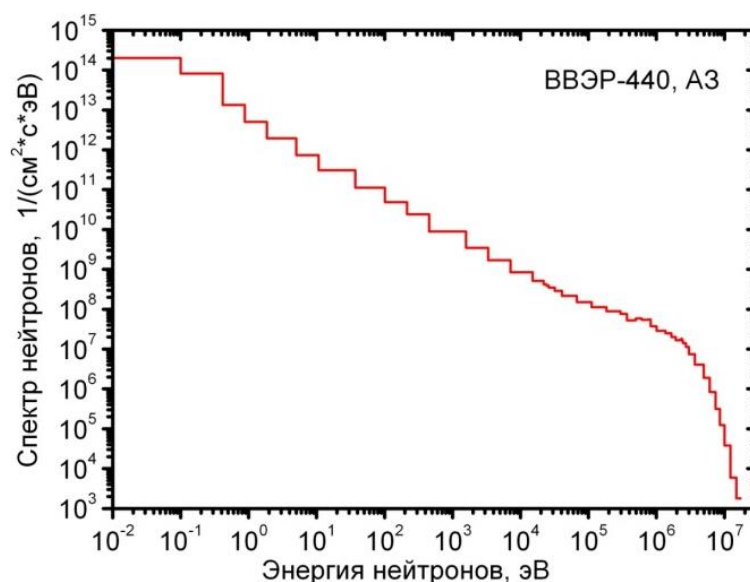


Рисунок 4.1 – Спектр нейтронов реактора ВВЭР-440 в центральной плоскости активной зоны

Таблица 4.1 – Первоначальный состав топлива UO_2 и полученные составы ОЯТ (колонки 3-5) при выгорании топлива до 30 ГВт·сут/т UO_2 , г

Элемент	Первоначальный состав UO_2 (3,6% ^{235}U), г	Состав ОЯТ, г		
		$T_{\text{выд}}=0$ лет	$T_{\text{выд}}=5$ лет	$T_{\text{выд}}=10$ лет
1	2	3	4	5
H		0,04942	0,03765	0,02876
He		1,27	1,4444	1,5506
Li		1,5569E-4	1,5569E-4	1,5569E-4
Be		1,7734E-4	1,7734E-4	1,7734E-4
B		1,1591E-5	1,1592E-5	1,1592E-5
C		0,62674	0,62672	0,6267
N		0,00133	0,00134	0,00136
O	118430	118560	118560	118560
F		1,6299E-4	1,6299E-4	1,6299E-4
Ne		7,7233E-5	7,7233E-5	7,7233E-5
Na		3,8945E-12	3,8945E-12	3,8945E-12
Mg		1,4251E-15	1,4251E-15	1,4251E-15
Ti		1,5103E-16	6,5399E-17	6,5399E-17
V		7,8851E-16	--	--
Cr		8,0286E-10	8,0281E-10	8,0281E-10
Mn		1,9363E-9	1,9353E-9	1,9353E-9
Fe		6,9365E-7	6,8112E-7	6,8112E-7
Co		1,8335E-7	1,9181E-7	1,8981E-7
Ni		7,9963E-5	7,7766E-5	7,7208E-5
Cu		1,6644E-4	1,6382E-4	1,6438E-4
Zn		0,00734	0,00731	0,00731
Ga		0,00975	0,00973	0,00973
Ge		0,30119	0,30108	0,30108
As		0,10572	0,10464	0,10464
Se		37,03	37,03	37,03
Br		12,495	12,485	12,485
Kr		308,37	300,83	295,43
Rb		301,19	308,68	314,09
Sr		759,86	679,84	632,67
Y		385,89	362,47	362,46
Zr		3489,7	3523,5	3570,8

Nb		38,956	0,00201	0,00356
Mo		3251,1	3356,8	3356,8
Tc		901,88	905,57	905,56
Ru		2943,4	2698,6	2692,5
Rh		715,05	767,06	767,06
Pd		1331,4	1524,3	1530,5
Ag		21,269	21,056	21,056
Cd		49,946	50,117	50,117
In		5,5272	5,605	5,6055
Sn		79,433	79,087	79,055
Sb		33,669	22,367	19,161
Te		378,94	384,03	387,29
I		158,89	150,67	150,67
Xe		5437,6	5440	5440
Cs		2894	2728,8	2599,9
Ba		1337,8	1493,2	1622,1
La		1240	1236,8	1236,8
Ce		2670	2254,3	2249,8
Pr		1178,4	1215,9	1215,9
Nd		4042,1	4437,4	4441,9
Pm		326,36	88,104	23,494
Sm		877,21	1123,6	1188
Eu		156,51	143,95	137,94
Gd		82,127	95,753	101,95
Tb		2,0356	2,0167	2,0167
Dy		0,77993	0,80097	0,80097
Ho		0,2129	0,21275	0,21275
Er		0,14934	0,14963	0,14963
Tm		0,01505	0,01229	0,01194
Yb		0,01068	0,01363	0,01398
Lu		0,0021	0,00211	0,00211
Hf		2,7884E-4	2,8088E-4	2,8088E-4
Ta		3,1785E-7	3,418E-7	3,418E-7
W		1,6462E-8	1,8199E-8	1,8199E-8
Re		1,736E-13	2,9086E-13	2,9086E-13
Os		1,1205E-14	1,1644E-14	1,1644E-14
Tl		1,0641E-13	6,3966E-13	8,84E-13
Pb		2,7568E-8	6,7602E-7	1,98E-6
Bi		1,1525E-11	6,105E-11	8,4868E-11
Po		6,7385E-14	9,0845E-14	9,4052E-14
Rn		9,5002E-14	5,7163E-13	7,9835E-13
Fr		1,0754E-16	1,4761E-16	1,7695E-16
Ra		5,5007E-10	3,4777E-9	5,6934E-9
Ac		3,3859E-10	2,9538E-9	6,8569E-9
Th		2,4621E-4	9,1725E-4	0,0016
Pa		2,2801E-5	4,022E-5	5,7659E-5
U	881570	831040	831040	831040
Np		209,88	118,01	119,96
Pu		12142	12079	11949
Am		36,537	196,35	320,71
Cm		6,0905	0,90837	0,75283
Bk		1,0967E-10	2,1016E-12	4,023E-14
Cf		3,4441E-11	1,3581E-10	1,3326E-10

Для полученного состава ОЯТ выполнены расчеты изменения его изотопного состава для времени до 10 000 лет. Для подтверждения полученных результатов сравним (рисунок 4.2) их с данными справочника [80], который широко распространен и используется в отрасли. Отметим, что в целом сравниваемые данные достаточно близки, но в справочнике

рассмотрено не более 460 продуктов деления от ^{62}Zn до ^{166}Ho , а в полученных результатах дана информация примерно о 650 продуктах деления для этой области ядер. Также получена информация об изотопах в области от H до Zn (порядка 114 изотопов) и от Ho до Th.

С учетом того, что энерговыделение является одной из важнейших характеристик как ОЯТ, так и РАО, образующихся в процессе переработки ОЯТ, и нормируется при захоронении выполнена оценка остаточного энерговыделения ОЯТ за счет излучения α - и β -частиц и γ -квантов (рисунок 4.3). Данные приведены к 1 т ОЯТ (колонка 3 в таблице 4.1).

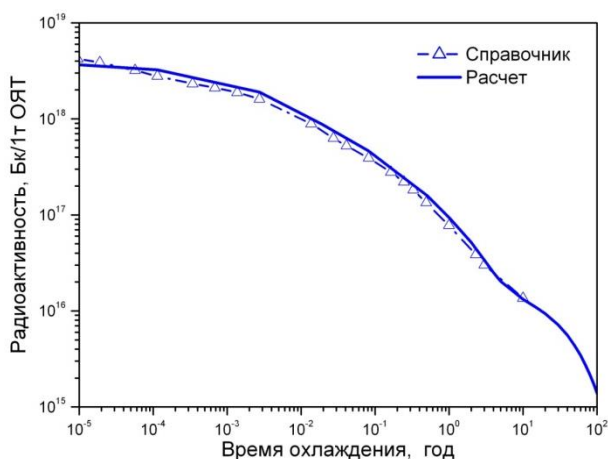


Рисунок 4.2 – Сравнение временных зависимостей расчетных и справочных данных по спаду накопленной активности для ОЯТ

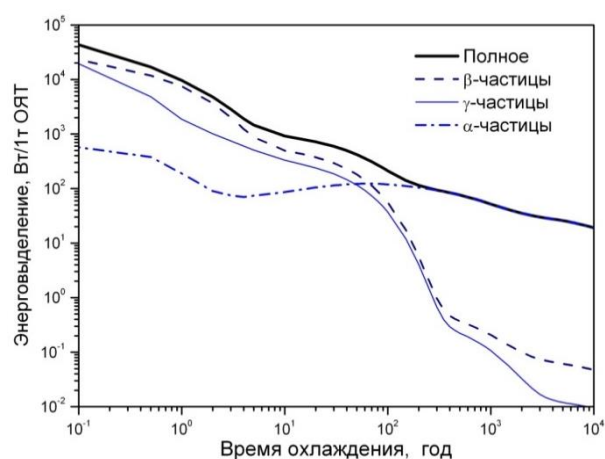


Рисунок 4.3 – Полное энерговыделение ОЯТ и его компоненты за счет излучения бета-, гамма- и альфа-частиц

В «свежем» ОЯТ содержится большое количество короткоживущих продуктов деления и легких изотопов, распад которых сопровождается γ -излучением. На рисунке 4.4 приведено сравнение расчетных данных по выходам γ -излучения со справочными [80]. В целом совпадение хорошее, однако, заметим, что отсутствие в справочнике короткоживущих ядер приводит к занижению данных по выходу γ -излучения. На рисунке 4.5 представлены данные по энергетическому распределению γ -излучения для различных времен выдержки. Представленные результаты дают полное представление о составе и радиационных характеристиках ОЯТ и послужат основой для дальнейших расчетов характеристик РАО.

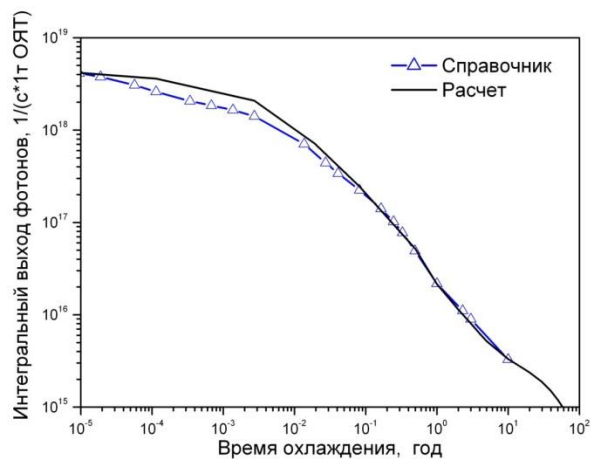


Рисунок 4.4 – Сравнение расчетных и справочных данных по выходу γ -излучения ОЯТ

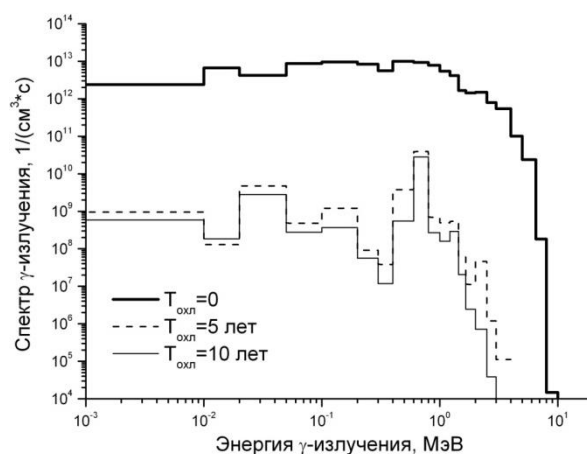


Рисунок 4.5 – Энергетические спектры γ -излучения ОЯТ для различных времен выдержки

4.1.2 Оценка сроков удаления ОЯТ с БиАЭС

Одна из важнейших проблем, от решения которой зависит дальнейшее успешное развития атомной отрасли, – разработка безопасных и экономически обоснованных технологий обращения с отработавшим ядерным топливом. Для реализации ЗЯТЦ в рамках ФЦП ЯРБ-1, 2 разрабатываются технологии по переработке ОЯТ различных типов реакторов и пункты хранения ОЯТ («мокрое» хранилище для ОЯТ ВВЭР-1000 и «сухое» для ОЯТ РБМК-1000). В общем и целом можно констатировать, что за последние годы для основного объема накопленного и образующегося топлива приняты стратегические решения и разработаны планы работ по их реализации.

Одним из немногих типов отработавшего топлива, в отношении которого не принято стратегического решения, – ОЯТ Билибинской АЭС. Главным образом это обусловлено географическим расположением станции и отсутствием необходимой инфраструктуры. Для выбора окончательного решения необходимо сравнить различные сценарии дальнейшего обращения. Существуют четыре потенциально возможных таких сценария. Первый, наиболее неблагоприятный и реализуемый на данный момент – отсутствие решения до момента прекращения эксплуатации станции (2022 г.). Второй – это сооружение пункта захоронения РАО и ОЯТ и локализация всего объема топлива на месте. Реализация такого варианта требует глубокой проработки с учетом международных обязательств. Третий – это организация длительного хранения ОЯТ и РАО на месте с отложенным конечным решением. Четвертый – это транспортирование ОЯТ до завода по переработке, что предполагает проведение ряда подготовительных мероприятий (выгрузка из бассейна выдержки, разделка и упаковка в транспортный упаковочный контейнер). В рамках ФЦП ЯРБ рассматривались различные пути транспортировки. Первый – Северным морским путем до Кольского

полуострова и далее железнодорожным транспортом до завода РТ-1. Второй – авиатранспортом до Красноярска и далее железнодорожным. В реализации обоих вариантов есть существенные трудности, связанные с временными и инфраструктурными ограничениями. Стоимость любого из вышеперечисленных сценариев превышает десятки (40 и выше) млрд руб. в ценах 2009–2011 гг.

Совокупность вышеописанных проблем является препятствием к принятию стратегического решения по обращению с ОЯТ. С учетом высокой стоимости реализации любого из вышеописанных сценариев обращения с ОЯТ логичной видится проработка вариантов их оптимизации, одним из которых является долговременная выдержка ОЯТ с целью снижения активности и уменьшения требуемой радиационной защиты для транспортирования.

Билибинская АЭС сооружена в период 1974–76 гг. и состоит из четырех типовых энергоблоков с реакторами ЭГП-6 (Энергетический Гетерогенный Петлевой реактор с 6 петлями циркуляции теплоносителя). На данный момент все энергоблоки являются действующими, но в ближайшем будущем планируется их останов, выгрузка ОЯТ и начало работ по выводу из эксплуатации. За период эксплуатации накоплено свыше 6000 ОТВС, а к моменту останова всех реакторов прогнозируется, что их будет более 8000 шт. Выдержка и хранение ОТВС происходит в пристанционных бассейнах выдержки. Конструкция ТВС реактора ЭГП-6 представляет собой систему семи параллельных труб, одной центральной и шести периферийных. Шесть трубчатых твэлов располагаются в периферийных трубках. Топливная композиция двух видов: $U_{Mo} + Mg$, $UO_2 + Mg$, обогащение от 3 до 3,6 %. Максимальное выгорание топлива ~20 МВт сут/кг U. При этих значениях выгорания после 5 лет выдержки основными дозообразующими радионуклидами являются продукты деления (^{106}Ru , ^{125}Sb , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{154}Eu и ^{155}Eu) и ^{60}Co , которые нарабатываются соответственно в топливе и оболочках твэлов. Средние значения активности ОТВС некоторых радионуклидов приведены в таблице 4.2. Мощность дозы, создаваемая от нейтронного облучения, в значительной степени зависит от спонтанного деления ^{244}Cm .

Таблица 4.2 – Радионуклидный состав ОЯТ

Радионуклид	Среднее значение активности, Бк
^{137}Cs	2,85E+13
^{241}Pu	1,40E+13
^{239}Pu	1,74E+11
^{238}Pu	2,41E+11

^{240}Pu	2,23E+11
^{241}Am	8,78E+11
^{60}Co	1,58E+12
^{154}Eu	1,85E+11

При транспортировке отработавшего топлива должны выполняться следующие требования:

- мощность дозы на поверхности ТУК < 2,0 мЗв/час;
- мощность дозы на расстоянии 2 м от поверхности ТУК < 0,1 мЗв/час.

Для перевозки ОЯТ используют ТУК различных классов. Для авиасообщения более безопасными считаются ТУК класса С (сохраняют свои защитные свойства даже после падения). В случае с ОЯТ ЭГП-6 разработан ТУК, который вмещает предварительно подготовленные 18 ОТВС. Для проведения расчетных исследований разработана расчетная модель такого ТУК (рисунок 4.6).

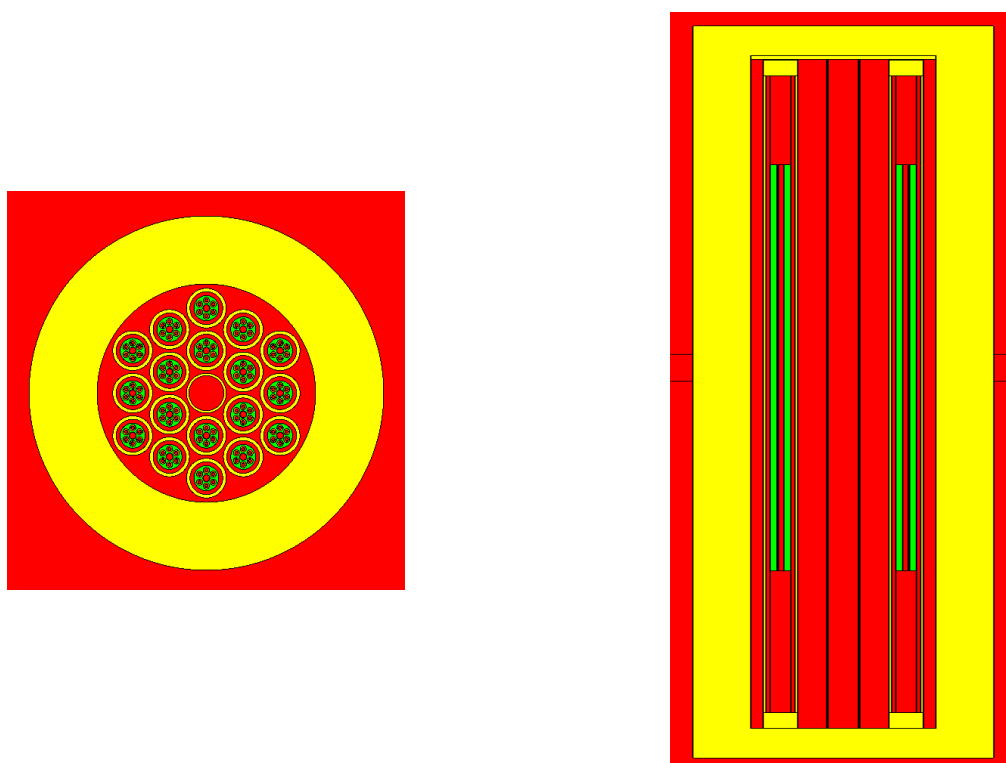


Рисунок 4.6 – Поперечный и продольный разрезы модели ТУК

Для ОЯТ с выдержкой 5 лет и с максимальным выгоранием толщина стенки ТУК для выполнения критериев по транспортировке должна быть ~ 24 см. Если рассматривать сценарий долговременной выдержки, то активность короткоживущих гамма-излучающих радионуклидов снизится и соответственно толщина необходимой защиты уменьшится. С учетом труднодоступности и отдаленности расположения БиАЭС вопрос транспортировки

определенной массы является значительным фактором. Масса ТУК для перевозки сразу после остановки всех блоков АЭС составляет 67,5 т, а количество ТУК, необходимых для перевозки, – 445 шт. Расстояние от Билибино до Красноярска ~3830 км. Итоги расчетов времени выдержки приведены в таблице 4.3.

Таблица 4.3 – Оценка времени выдержки при уменьшении толщины стенок, крышки и дна ТУК

Уменьшение защиты (крыша, дно, стенки), см	Выигрыш в массе на один ТУК, т	Интегральный выигрыш в массе, т	Время выдержки, лет
5	8,8	3919	~35
6	10,5	4653	~60
7	12,1	5370	~90
10	16,7	7422	~150

В результате даже при выдержке ~35 лет выигрыш составит $1,5 \cdot 10^7$ тонно-километров, что может быть существенным экономическим фактором при решении вопроса о сроках транспортирования ОЯТ [81].

4.2 Обращение с РАО

Одной из важнейших характеристик РАО, во многом определяющих условия захоронения, является их радионуклидный состав. На предприятиях вопросы контроля радионуклидного состава РАО решаются исходя из требований к обеспечению радиационной безопасности персонала. При проектировании ПЗРО кроме обеспечения эксплуатационной безопасности должны быть рассмотрены вопросы безопасности при транспортировании РАО и долговременная оценка безопасности после его закрытия.

В нормативных требованиях [82] установлено, что в паспорте на упаковку с РАО должен быть приведен перечень радионуклидов, содержащихся в РАО, однако конкретных требований к нему нет. Предполагается, что это будет устраняться в частных критериях приемлемости при проектировании конкретных ПЗРО.

Для обоснования долговременной безопасности пункта глубинного захоронения РАО 1 и 2 класса в Нижнеканском массиве необходимы данные о радионуклидном составе и активности планируемых к захоронению отходов. Определение радионуклидного состава ВАО является сложной, комплексной научно-практической задачей и для конкретной упаковки может быть решена путем проведения ряда измерений, в том числе при помощи разрушающих методов. Однако если рассматривать весь объем накопленных РАО, который насчитывает тысячи тонн, становится очевидным, что вместе с измерительными средствами необходимо использовать расчетные для:

- оценки радионуклидного состава РАО, исходя из истории его образования;

- расчета плотностей потоков гамма-квантов и нейтронов от упаковки с ВАО, а также мощностей доз;
- расчета тепловыделения от упаковки с ВАО.

С учетом больших неопределенностей в исходных данных решить задачу с требуемой точностью только расчетными средствами не представляется возможным. Поэтому разработка расчетно-экспериментального подхода к определению радионуклидного состава РАО в контексте их захоронения является актуальной задачей, где на первом этапе должны быть проведены расчетные исследования по оценке радионуклидных составов РАО и их характеристик.

По проекту в ПГЗРО планируют загружать ВАО, образующиеся в процессе переработки ОЯТ на заводе РТ-1 в ФГУП «ПО «Маяк», которые соответствуют классу 1. Такие РАО представляют собой остеклованные ЖРО, размещенные в специализированные бидоны, упакованные в пены по 2 или 3 шт.

Стоит отметить, что целью переработки ОЯТ является выделение полезных продуктов (уран, плутоний и др. элементы), в связи с этим контроль процессов радиохимического производства в части РАО ориентирован на обеспечение ядерной безопасности и решение технологических вопросов, т. е. контролируется содержание урана и плутония, параметры, отвечающие за свойства стекла в соответствии со стандартами (химический и морфологический состав ЖРО, удельная активность, мощность дозы от нейтронного и гамма-излучения и пр.). В регламенте измерений имеются лишь данные по содержанию отдельных радионуклидов, определяющих гамма-активность РАО в момент их кондиционирования (как правило, это $^{134, 137}\text{Cs}$, ^{154}Eu и ^{106}Ru).

На заводе РТ-1 перерабатывается ОЯТ от реакторов ВВЭР-440, БН-600, исследовательских и транспортно-судовых установок. Основной объем при переработке (более 90 %) приходится на ОЯТ ВВЭР-440.

С учетом того, что в РАО оценочно содержится более 100 радиоизотопов, определение содержания их даже с применением разрушающих методов является трудновыполнимой задачей, поэтому в рамках разработки методического сопровождения должен быть сформирован перечень радиологически значимых радионуклидов, которые и должны будут контролироваться.

В рамках проекта по сооружению ПЗРО приведены только требования к РАО класса 2, но нет четкой привязки к их происхождению. Поэтому, в рамках работы оценены радионуклидные составы конструкционных материалов твэл и ОТВС реактора ВВЭР-440.

4.2.1 Оценка радионуклидных составов РАО класса 2 реактора ВВЭР-440

В качестве исследуемых материалов выбраны: корпус реактора и внутрикорпусные устройства, циркониевые оболочки и бетон. Основные параметры корпуса приведены в таблице 4.3.

Таблица 4.3 – Основные геометрические характеристики корпусов реактора ВВЭР-440

Параметр		ВВЭР-440
Внутренний диаметр, мм		3560
Высота, мм		11800
Максимальный диаметр, мм		4270 по бандажу
Толщина, мм	цилиндрической части	140
	зоны патрубков	200
Масса корпуса, кг		$200,8 \cdot 10^3$

Корпус, днище корпуса и обечайки для реактора ВВЭР-440 изготавливались из стали марки 15Х2МФА-А. Основная компонента ВКУ – выгородка – изготавливалась из стали марки 08Х18Н10Т. Циркониевые сплавы марок Э-110 и Э-625 использовались для изготовления твэлов и ТВС, соответственно. В приреакторном пространстве использовался для радиационной защиты бетон, в состав которого примесные и следовые элементы включены согласно [83].

В Таблице 4.4–4.6 приведены составы рассмотренных материалов корпуса, ВКУ для реактора ВВЭР-440 [84], циркониевых сплавов Э-110 и Э-635 и бетона. Компоненты материалов даны в массовых процентах. Все дальнейшие расчеты изменения составов были выполнены для материалов весом 1 кг.

Таблица 4.4 – Элементный состав сталей 15Х2МФА-А (корпус реактора) и 08Х18Н10Т (ВКУ-выгородка/корзина) для ВВЭР-440, масс. %.

Элемент	Элементный состав стали:		Элемент	Элементный состав стали:	
	15Х2МФА-А (ТУ 428-61)	08Х18Н10Т (ГОСТ 5632-72)		15Х2МФА-А (ТУ 428-61)	08Х18Н10Т (ГОСТ 5632-72)
C	0,16	0,08	Fe	94,668(баланс)	(баланс)
Al	0,01	-	Co	0,025	-
Si	0,27	0,8	Ni	0,40	9-11
P	0,012	0,035	Cu	0,10	0,30
S	0,015	0,02	Nb	0,02	-
Ti	-	0,7	Mo	0,80	-
V	0,30	-	As	0,010	-
Cr	2,75	17-19	Sb	0,005	-
Mn	0,45	2,0	Sn	0,005	-

Таблица 4.5 – Элементный состава (вес. %) сплавов Э-110 и Э-635. Выделены регламентируемые элементы

Элемент	Исходный состав Э-110, вес. %	Исходный состав Э-635, вес. %	Элемент	Исходный состав Э-110, вес. %	Исходный состав Э-635, вес. %
Li	8,0E-04	8,0E-04	Cr	2,0E-02	2,0E-02
Be	3,0E-03	3,0E-03	Mn	2,0E-03	5,0E-03
B	5,0E-05	5,0E-05	Fe	5,0E-02	5,0E-01
C	2,0E-02	2,0E-02	Ni	2,0E-02	7,0E-03
N	6,0E-03	8,0E-03	Cu	5,0E-03	5,0E-03
O	1,0E-01	1,4E-01	Zr	9,854312E+01	9,672160E+01
F	3,0E-03	3,0E-03	Nb	1,10E+00	1,10E+00
Al	8,0E-03	7,5E-03	Mo	5,0E-03	5,0E-03
Si	2,0E-02	2,0E-02	Cd	3,0E-05	5,0E-05
K	4,0E-03	4,0E-03	Sn	-	1,4E+00
Ca	3,0E-02	1,0E-02	Hf	5,0E-02	1,0E-02
Ti	5,0E-03	5,0E-03	Pb	5,0E-03	5,0E-03

Таблица 4.6 – Состав бетона с включением основных и примесных элементов

Элемент	Элементный состав бетона (вес. %)	Элемент	Элементный состав бетона (вес. %)
H	5,6002E-01	Ca	8,2603E+00
O	4,956E+01	Sc	1,9E-05
Na	1,71E+00	Fe	1,22E+00
Mg	2,4E-01	Co	4,4E-05
Al	4,56E+00	Ni	2,70E-04
Si	3,135E+01	Nb	1,0E-04
S	1,20E-01	Cs	9,3E-05
Cl	1,0E-04	Eu	3,95E-04
K	1,92E+00	Ta	7,9E-05

В качестве данных, характеризующих нейтронные поля в реакторе ВВЭР-440, взяты результаты исследований, выполненные в ОКБ «Гидропресс» для промышленного реактора ВВЭР-440, проект В-230 [85].

В качестве нейтронного поля была выбрана область центральной части активной зоны реактора ВВЭР-440 в окрестности точки на высоте $h = 120$ см от низа активной зоны реактора (рис. 4.7 и 4.8).

Для материала ВКУ в качестве нейтронного поля была выбрана внешняя область активной зоны реактора, которая является наиболее энергонапряженной, т.е. ВКУ получают максимальные дозы облучения.

В качестве исходных данных были выбраны наиболее характерные с точки зрения нейтронных нагрузок корпуса реактора ВВЭР-440 две позиции на внутренней и внешней

поверхностях корпуса в его центральной части напротив центра активной зоны реактора ВВЭР-440. Для оболочек твэл время облучения 4 года, для корпуса, ВКУ и бетона – 45 лет.

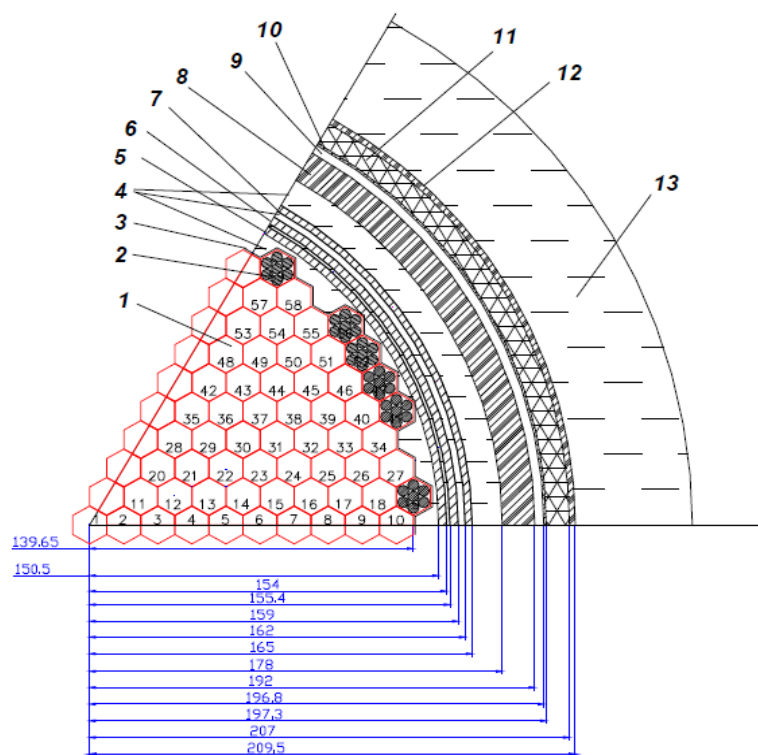


Рисунок 4.7 – Горизонтальное сечение расчетной модели реактора ВВЭР-440 проекта В-230: 1 – активная зона; 2 – кассеты-экраны; 3 – выгородка; 4 – вода; 5 – корзина; 6 – шахта; 7 – экран; 8 – корпус; 9 – воздушный зазор; 10 – наплавка; 11 – теплоизоляция; 12 – стенка бака; 13 – биологическая защита (вода)

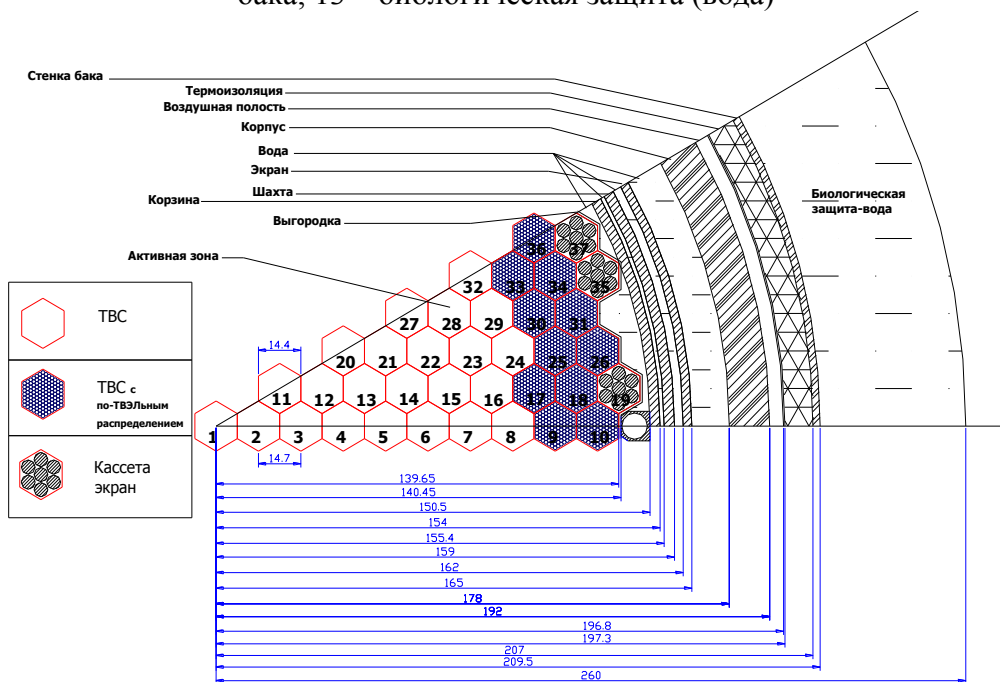


Рисунок 4.8 – Схема 30° сектора симметрии реактора ВВЭР-440 проекта В-230

На рис. 4.9 представлен энергетический спектр нейтронов в области центра активной зоны реактора ВВЭР-440. Данная область реактора ВВЭР-440 является наиболее энергонагруженной с наибольшим значением нейтронных потоков в ее окрестности.

Для корпуса реактора ВВЭР-440 было учтено изменение нейтронных потоков по толщине корпуса (см. рисунок 4.9), и образующиеся радионуклиды были усреднены по толщине корпуса с учетом их атомного состава.

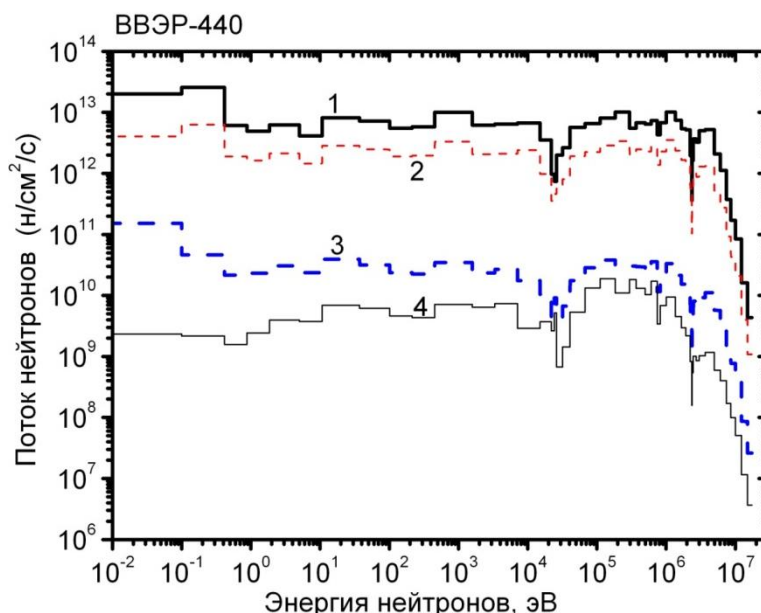


Рисунок 4.9 – Энергетическое распределение потоков нейтронов в центральной области активной зоны (1), в области ВКУ (2), на внутренней (3) и внешней (4) поверхностях корпуса реактора ВВЭР-440

Время облучения для материалов ВКУ, корпуса реактора и бетона выбрано 30, 45 и 60 лет, что позволяет проследить временные компоненты набора наведенной активности. Для материалов твэлов и ТВС выбрано характерное время облучения в 4 года.

В результате получены основные зависимости изменения следующих радиационных характеристик радиоактивных материалов: активность, энерговыделение и мощность дозы от гамма-излучения.

Результаты расчетов активационных свойств циркониевых сплавов Э-110 и Э-635 при их нахождении в нейтронных полях реактора ВВЭР-440 для времен облучения до 10 лет представлены в рисунках 4.10–4.17.

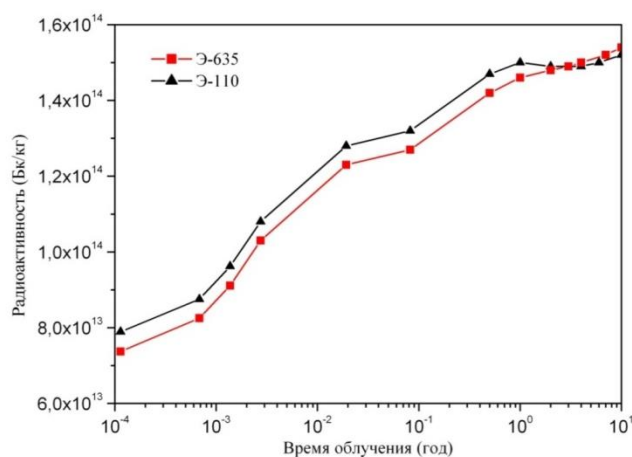


Рисунок 4.10 – Зависимости накопления наведенной радиоактивности для сплавов Э-110 и Э-635 от времени облучения

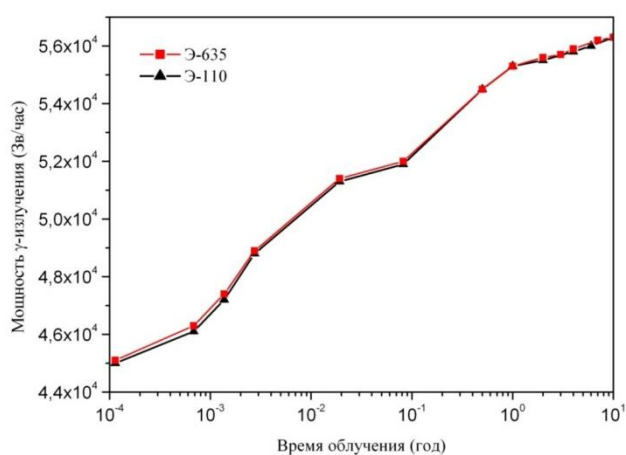


Рисунок 4.11 – Зависимости мощности дозы от γ -излучения для сплавов Э-110 и Э-635 от времени облучения

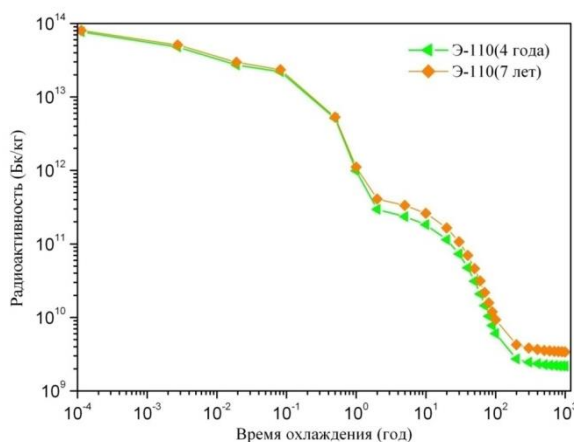


Рисунок 4.12 – Зависимость накопленной активности для сплава Э-110 при временах облучения 4 года и 7 лет и охлаждения до 1 000 лет

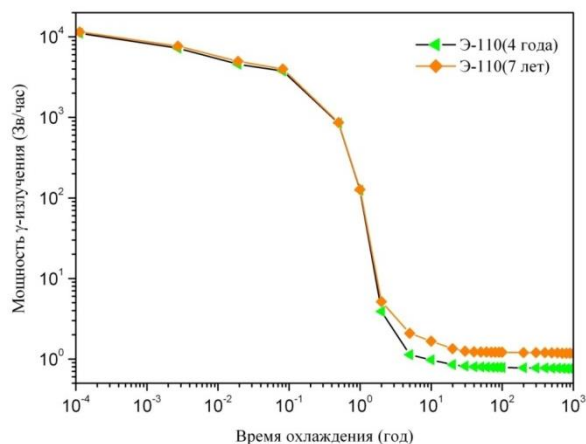


Рисунок 4.13 – Зависимость мощности дозы от γ -излучения для сплава Э-110 при временах облучения в 4 года и 7 лет и охлаждения до 1 000 лет

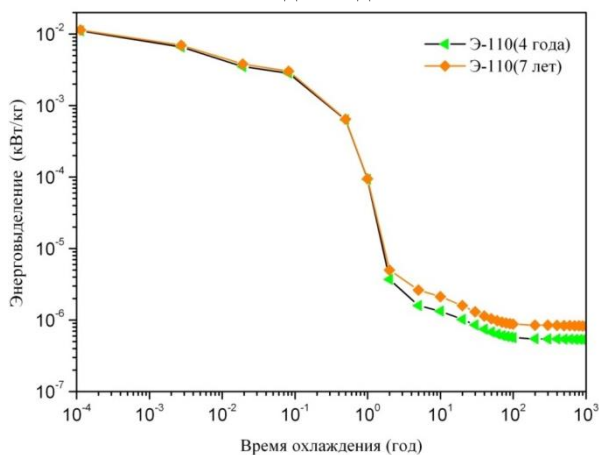


Рисунок 4.14 – Зависимость остаточного энерговыделения для сплава Э-110 при временах облучения в 4 года и 7 лет и охлаждения до 1000 лет

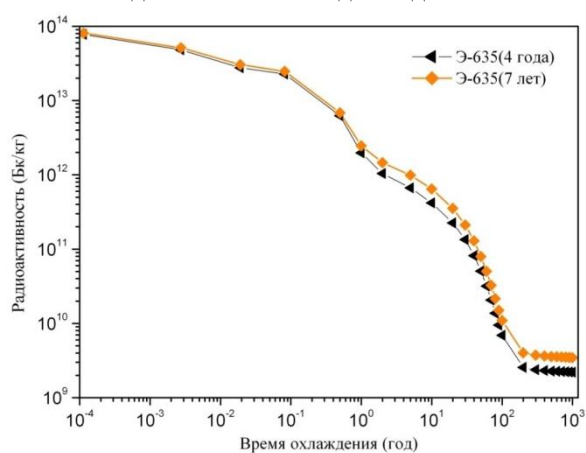


Рисунок 4.15 – Зависимость накопленной активности для сплава Э-635 при временах облучения в 4 года и 7 лет и охлаждения до 1000 лет

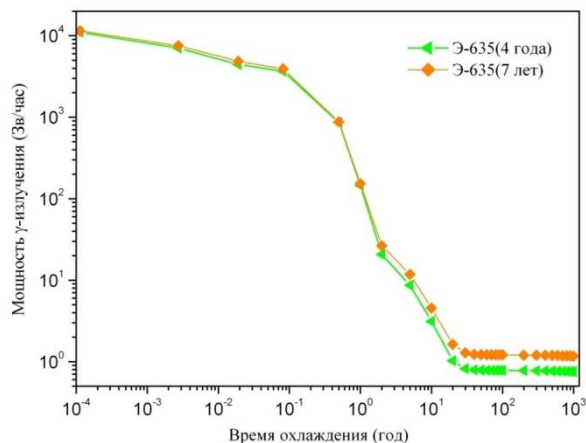


Рисунок 4.16 – Зависимость мощности дозы γ -излучения для типа Э-635 при временах облучения в 4 года и 7 лет и охлаждения до 1000 лет

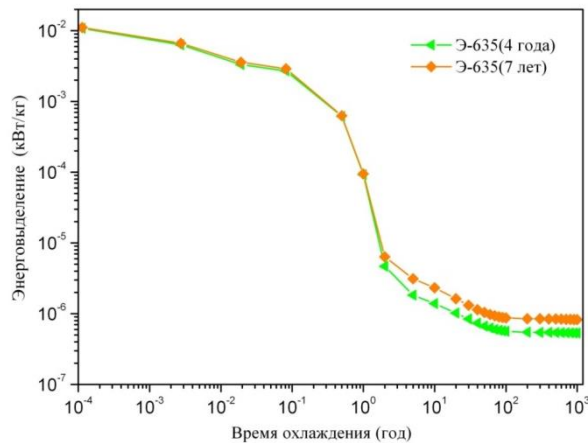


Рисунок 4.17 – Зависимость остаточного энерговыделения для сплава Э-635 при временах облучения в 4 года и 7 лет и охлаждения до 1000 лет

В таблицах 4.7 и 4.8 приведены радионуклиды, дающие основной вклад в радиоактивность сплавов Э-110 и Э-635 при облучении на реакторе ВВЭР-440 в течение 4 лет.

Таблица 4.7 – Вклад радионуклидов, определяющих радиоактивность сплава Э-110 при облучении до 4 лет в реакторе ВВЭР-440

Материал: Э-110, T _{обл} =4 года								
Активность			Энерговыделение			Мощность дозы γ-излучения		
Изотоп	Бк/кг	Вклад, %	Изотоп	кВт/кг	Вклад, %	Изотоп	Зв/час	Вклад, %
T _{охл} =10 лет								
Nb-93m	1,22E+11	66,79	Nb-93m	6,05E-07	45,50	Nb-94	7,81E-01	80,45
H-3	5,40E+10	29,55	Nb-94	5,48E-07	41,21	Co-60	1,54E-01	15,87
Fe-55	2,48E+09	1,36	Co-60	8,65E-08	6,51	Hf-178n	1,66E-02	1,71
Nb-94	1,96E+09	1,08	H-3	4,94E-08	3,72	Hf-178m	1,12E-02	1,15
Ni-63	1,60E+09	0,88	Hf-178n	1,61E-08	1,21	Nb-93m	7,63E-03	0,79
Co-60	2,07E+08	0,11	Hf-178m	1,43E-08	1,07	Mn-54	2,15E-04	<0,1
C-14	1,61E+08	<0,1	Ni-63	4,40E-09	0,33	Fe-55	1,96E-04	
Hf-178m	7,75E+07		Fe-55	2,34E-09	0,18	Ta-182	1,91E-06	
T _{охл} =30 лет								
Nb-93m	5,17E+10	70,81	Nb-94	5,47E-07	64,21	Nb-94	7,81E-01	96,05
H-3	1,75E+10	24,03	Nb-93m	2,56E-07	30,05	Co-60	1,11E-02	1,37
Nb-94	1,96E+09	2,69	H-3	1,60E-08	1,88	Hf-178n	1,06E-02	1,31
Ni-63	1,39E+09	1,91	Hf-178n	1,03E-08	1,21	Hf-178m	7,14E-03	0,88
C-14	1,61E+08	0,22	Hf-178m	9,11E-09	1,07	Nb-93m	3,23E-03	0,40
Zr-93	5,34E+07	<0,1	Co-60	6,24E-09	0,73	Ta-182	1,90E-06	<0,1
Ar-39	4,99E+07		Ni-63	3,82E-09	0,45	Fe-55	1,24E-06	
Hf-178m	4,95E+07		Ar-39	1,75E-09	0,21	Ni-59	1,12E-06	
T _{охл} =50 лет								
Nb-93m	2,19E+10	70,41	Nb-94	5,47E-07	80,41	Nb-94	7,80E-01	98,30
H-3	5,69E+09	18,31	Nb-93m	1,09E-07	15,96	Hf-178n	6,78E-03	0,85
Nb-94	1,96E+09	6,30	Hf-178n	6,58E-09	0,97	Hf-178m	4,56E-03	0,57
Ni-63	1,20E+09	3,89	Hf-178m	5,83E-09	0,86	Nb-93m	1,37E-03	0,17
C-14	1,61E+08	0,52	H-3	5,21E-09	0,77	Co-60	8,01E-04	0,10
Zr-93	5,34E+07	0,17	Ni-63	3,32E-09	0,49	Ta-182	1,90E-06	<0,1
Ar-39	4,74E+07	0,15	Ar-39	1,66E-09	0,24	Ni-59	1,12E-06	

Hf-178m	3,16E+07	0,10	C-14	1,28E-09	0,19	Nb-92	3,37E-07	
T _{охл} =100 лет								
Nb-93m	2,60E+09	43,03	Nb-94	5,46E-07	96,03	Nb-94	7,79E-01	99,50
Nb-94	1,95E+09	32,39	Nb-93m	1,29E-08	2,27	Hf-178n	2,22E-03	0,28
Ni-63	8,52E+08	14,10	Ni-63	2,34E-09	0,41	Hf-178m	1,49E-03	0,19
H-3	3,42E+08	5,67	Hf-178n	2,15E-09	0,38	Nb-93m	1,63E-04	<0,1
C-14	1,60E+08	2,65	Hf-178m	1,90E-09	0,34	Ta-182	1,90E-06	
Zr-93	5,34E+07	0,88	Ar-39	1,46E-09	0,26	Co-60	1,13E-06	
Ar-39	4,17E+07	0,69	C-14	1,27E-09	0,22	Ni-59	1,12E-06	
Hf-178m	1,03E+07	0,17	H-3	3,14E-10	0,06	Nb-92	3,37E-07	

Таблица 4.8 – Вклад радионуклидов, определяющих радиоактивность сплава Э-635 при облучении до 4 лет в реакторе ВВЭР-440

Материал: Э-635, T _{обл} =4 года								
Активность			Энерговыведение			Мощность дозы γ-излучения		
Изотоп	Бк/кг	Вклад, %	Изотоп	кВт/кг	Вклад, %	Изотоп	Зв/час	Вклад, %
T _{охл} =10 лет								
Nb-93m	1,22E+11	60,00	Nb-93m	6,05E-07	43,38	Nb-94	7,81E-01	72,53
H-3	5,40E+10	26,55	Nb-94	5,48E-07	39,29	Co-60	2,79E-01	25,87
Fe-55	2,41E+10	11,84	Co-60	1,56E-07	11,23	Nb-93m	7,60E-03	0,71
Nb-94	1,96E+09	0,97	H-3	4,94E-08	3,54	Hf-178n	3,32E-03	0,31
Ni-63	5,76E+08	0,28	Fe-55	2,27E-08	1,63	Hf-178m	2,23E-03	0,21
Co-60	3,75E+08	0,18	Hf-178n	3,22E-09	0,23	Mn-54	2,14E-03	0,20
C-14	2,16E+08	0,11	Hf-178m	2,85E-09	0,20	Fe-55	1,91E-03	0,18
Ar-39	5,26E+07	>0,1	Ar-39	1,84E-09	0,13	Zn-65	1,55E-06	0,00
T _{охл} =30 лет								
Nb-93m	5,17E+10	71,57	Nb-94	5,47E-07	65,16	Nb-94	7,81E-01	96,67
H-3	1,75E+10	24,29	Nb-93m	2,56E-07	30,49	Co-60	2,01E-02	2,49
Nb-94	1,96E+09	2,72	H-3	1,60E-08	1,91	Nb-93m	3,22E-03	0,40
Ni-63	5,01E+08	0,69	Co-60	1,13E-08	1,34	Hf-178n	2,12E-03	0,26
C-14	2,15E+08	0,30	Hf-178n	2,06E-09	0,25	Hf-178m	1,43E-03	0,18
Fe-55	1,52E+08	0,21	Hf-178m	1,82E-09	0,22	Fe-55	1,20E-05	<0,1
Zr-93	5,24E+07	<0,1	Ar-39	1,75E-09	0,21	Ni-59	3,95E-07	
Ar-39	4,99E+07		C-14	1,71E-09	0,20	Ta-182	3,81E-07	
T _{охл} =50 лет								
Nb-93m	2,19E+10	72,21	Nb-94	5,47E-07	81,77	Nb-94	7,80E-01	99,35
H-3	5,70E+09	18,78	Nb-93m	1,09E-07	16,23	Co-60	1,45E-03	0,18
Nb-94	1,96E+09	6,46	H-3	5,21E-09	0,78	Nb-93m	1,37E-03	0,17
Ni-63	4,36E+08	1,44	C-14	1,70E-09	0,25	Hf-178n	1,36E-03	0,17
C-14	2,15E+08	0,71	Ar-39	1,66E-09	0,25	Hf-178m	9,13E-04	0,12
Zr-93	5,24E+07	0,17	Hf-178n	1,32E-09	0,20	Ni-59	3,95E-07	>0,1
Ar-39	4,74E+07	0,16	Ni-63	1,20E-09	0,18	Ta-182	3,81E-07	
Hf-178m	6,34E+06	<0,1	Hf-178m	1,17E-09	0,17	Nb-92	3,37E-07	
T _{охл} =100 лет								
Nb-93m	2,60E+09	47,06	Nb-94	5,46E-07	96,77	Nb-94	7,79E-01	99,88
Nb-94	1,96E+09	35,43	Nb-93m	1,29E-08	2,28	Hf-178n	4,44E-04	<0,1
H-3	3,43E+08	6,21	C-14	1,69E-09	0,30	Hf-178m	2,99E-04	
Ni-63	3,07E+08	5,55	Ar-39	1,46E-09	0,26	Nb-93m	1,62E-04	
C-14	2,14E+08	3,87	Ni-63	8,43E-10	0,15	Co-60	2,10E-06	
Zr-93	5,24E+07	0,95	Hf-178n	4,31E-10	<0,1	Ni-59	3,95E-07	

Ar-39	4,17E+07	0,75	Hf-178m	3,81E-10		Ta-182	3,81E-07	
Ni-59	3,48E+06	<0,1	H-3	3,14E-10		Nb-92	3,37E-07	

На рисунках 4.18–4.20 представлены результаты расчетов изменения активности, тепловыделения и мощности дозы γ -излучения для корпуса реактора ВВЭР-440, облученного в течение 30, 45 и 60 лет.

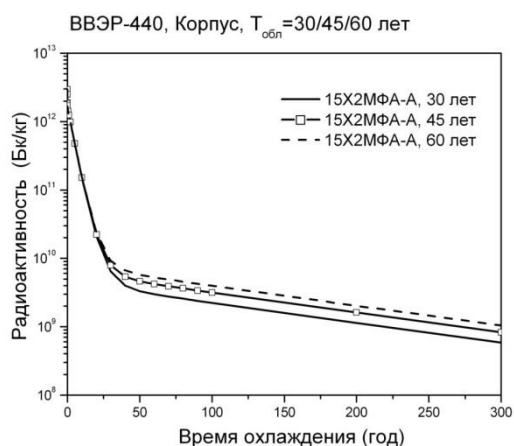


Рисунок 4.18 – Зависимость остаточной радиоактивности корпуса реактора ВВЭР-440 (сталь 15Х2МФА-А) от времени охлаждения для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

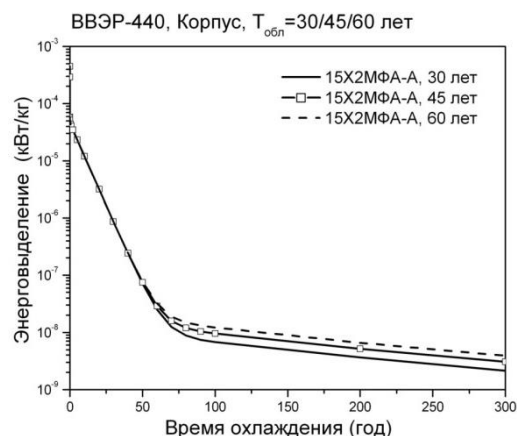


Рисунок 4.19 – Зависимость остаточного энергосвыделения корпуса реактора ВВЭР-440 (сталь 15Х2МФА-А) от времени охлаждения для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

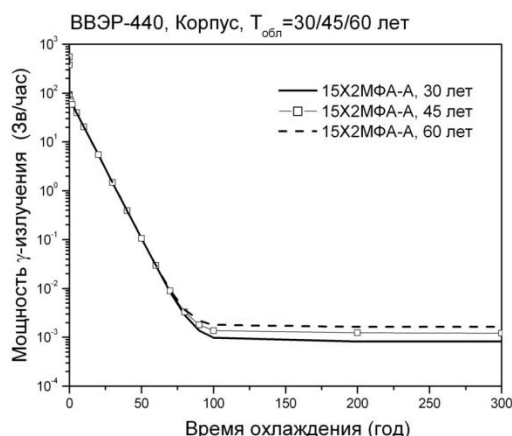


Рисунок 4.20 – Временная зависимость спада остаточного γ -излучения корпуса реактора ВВЭР-440 (сталь 15Х2МФА-А) для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

На рисунках 4.21–4.23 представлены результаты расчетов динамики спада (охлаждение) накопленной активности, тепловыделения и мощности гамма-излучения для материала ВКУ реактора ВВЭР-440, облученного в течение 30, 45 и 60 лет.

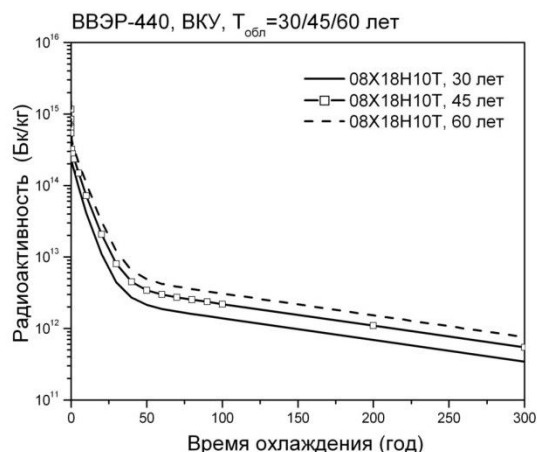


Рисунок 4.21 – Зависимость остаточной активности материала ВКУ реактора ВВЭР-440 (сталь 08Х18Н10Т) от времени охлаждения для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

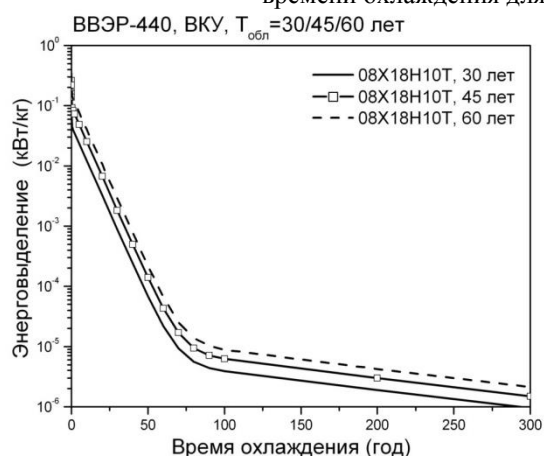


Рисунок 4.22 – Зависимость остаточного энерговыделения материала ВКУ реактора ВВЭР-440 (сталь 08Х18Н10Т) от времени охлаждения для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

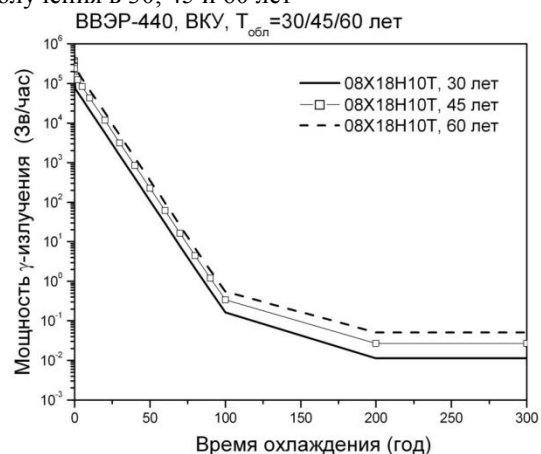


Рисунок 4.23 – Зависимость мощности дозы γ -излучения материала ВКУ реактора ВВЭР-440 (сталь 08Х18Н10Т) от времени охлаждения для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

На рисунках 4.24–4.26 представлены данные для бетона.

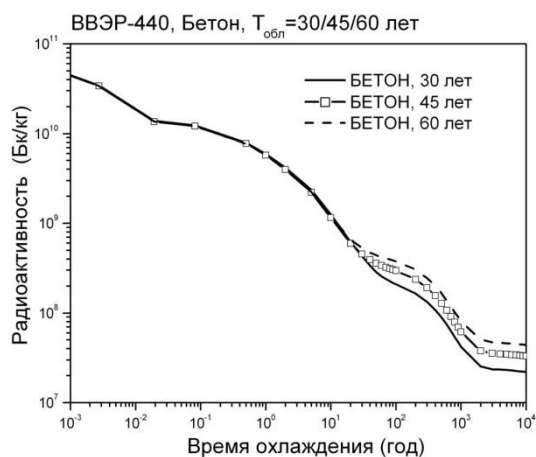


Рисунок 4.24 – Зависимость активности бетона реактора ВВЭР-440 от времени охлаждения для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

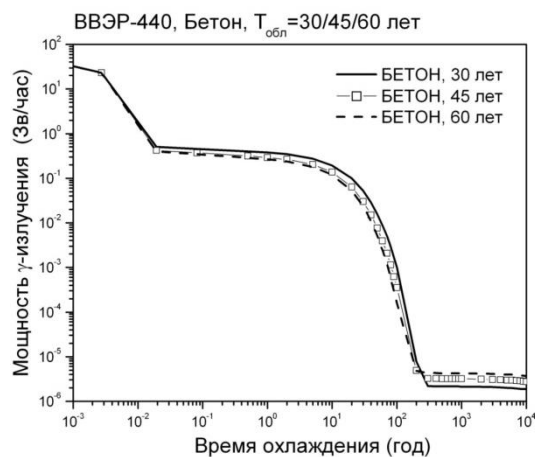


Рисунок 4.25 – Зависимость мощности дозы γ -излучения бетона реактора ВВЭР-440 (сталь 08Х18Н10Т) от времени охлаждения для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

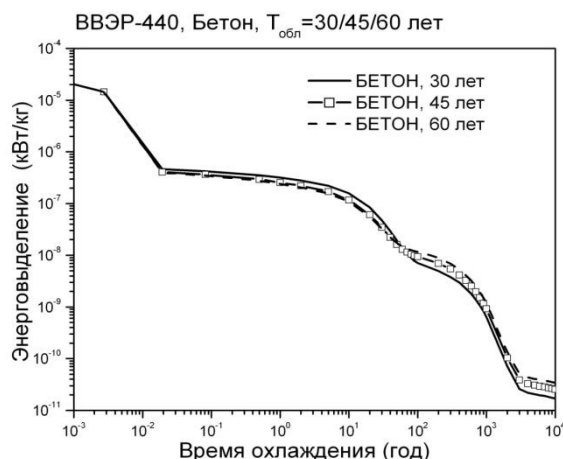


Рисунок 4.26 - Зависимость остаточного энерговыделения в бетоне реактора ВВЭР-440 от времени охлаждения для времен облучения в 30, 45 и 60 лет

4.2.2 Подход к определению радиологически значимых радионуклидов в РАО класса 1 в контексте долговременной безопасности

Определение перечня значимых радионуклидов в контексте долговременной безопасности захоронения РАО является крайне актуальной задачей. Международный опыт показывает, что значимое влияние на безопасность будет оказывать лишь часть от общего количества радионуклидов, которые и должны контролироваться [86]. Первые подходы к определению значимых радионуклидов уже были выполнены для РАО класса 2 [87, 88].

В общем случае среди условий, определяющих безопасное содержание радионуклидов в упаковках РАО, должны рассматриваться требования по радиационной защищенности на всех этапах обращения, тепло- и газовыделению, допустимому выходу радиоактивности при авариях и, в случае содержания делящихся изотопов, ядерной безопасности. Вопросы долговременной безопасности ПЗРО определяются потенциальной миграцией радионуклидов в биосферу и радиационным воздействием на население и биоту в различных сценариях эволюции ПЗРО, а также приемлемым риском при «аварийных» сценариях, например, в случае непреднамеренного проникновения людей.

Основой определения радиологически значимых радионуклидов для безопасности конкретного ПЗРО являются принятый базовый сценарий, описывающий эволюцию объекта и пути радиационного воздействия РАО на человека и окружающую среду. На радиологическую значимость оказывают влияние ряд параметров, которые в общем случае определяются характеристиками радионуклидов, матрицы РАО, технологией переработки ОЯТ и характеристиками ПЗРО. После размещения РАО в ПЗРО основным процессом, влияющим на дальнейшее распространение радионуклидов, будет являться разрушение системы инженерных барьеров безопасности, включая упаковки и матрицу РАО. При

дальнейшем рассмотрении процесса выхода радионуклидов во вмещающую среду основную роль будут играть миграционные параметры отдельных радионуклидов в гидрогеологических условиях размещения ПЗРО. После потенциального выхода радионуклидов в биосферу их радиационное воздействие будет определяться сценарием воздействия и соответствующими дозовыми коэффициентами. Также в течение всего времени необходимо учитывать радионуклидные превращения, обусловленные радиоактивным распадом (включая образование дочерних радионуклидов).

Степень достоверности данных по вышеперечисленным параметрам принципиально отличается. Цепочки радиоактивного распада, периоды полураспада и дозовые коэффициенты – справочные величины, известные, как правило, с высокой точностью. Миграционные характеристики и растворимость соединений содержащих радионуклиды зависят как от характеристик матрицы РАО и радионуклидов, так и объекта (температурный режим, состав подземных вод и вмещающих пород и др.). Один из ключевых параметров, определяющих скорость миграции, коэффициент распределения (K_d) хотя и является справочной величиной, на практике требует определения для конкретных условий.

В рассматриваемом случае при идентификации перечня радиологически значимых радионуклидов необходимо исходить из состава перерабатываемого ОЯТ. Формирование такого перечня радионуклидов в идеальном варианте могло бы осуществляться следующим образом:

- 1) определение исходного радионуклидного состава ОЯТ;
- 2) учет перераспределения радионуклидов в процессе переработки ОЯТ;
- 3) формирование радионуклидного состава РАО, подлежащих захоронению в ПЗРО;
- 4) оценка долговременной безопасности, включающая расчет деградации защитных барьеров, миграции радионуклидов через вмещающие породы и прогнозирование потенциальных доз для заданного сценария радиационного воздействия на население.
- 5) фиксация радиологически значимых радионуклидов с точки зрения долговременной безопасности.

Таким образом, проведя моделирование процессов наработки радионуклидов в ОЯТ, технологии их переработки, а также эволюции системы ПЗРО (рисунок 4.27) можно получить перечень радионуклидов, которые вносят определяющий вклад в потенциальное дозовое воздействие на население в долгосрочной перспективе.



Рисунок 4.27 – Процессы, определяющие итоговую радиологическую значимость радионуклидов при захоронении РАО

Полученный перечень радионуклидов должен контролироваться в РАО, быть объектом разработки критериев приемлемости и пр. Однако применение на практике такого подхода трудно реализуемо из-за сложности:

- моделирования перераспределения потоков радионуклидов в процессе переработки ОЯТ для всей номенклатуры химических элементов;
- подготовки объектно-ориентированных данных по миграционным характеристикам для значительного количества химических элементов и их соединений.

Сократить перечень радионуклидов можно исключив из рассмотрения те, которые заведомо не могут оказать определяющего влияния на долговременную безопасность объекта. Для этого необходимо выделить основные параметры, которые определяют радиологическую значимость радионуклидов.

На стадии предварительной оценки перечня радиологически значимых радионуклидов можно пренебречь перераспределением радионуклидов по технологическим потокам продукции и РАО. В таком приближении состав РАО будет соответствовать исходному составу перерабатываемого ОЯТ (с поправкой на соотношение между количеством переработанного ОЯТ и образовавшегося РАО). Поведение радионуклидов в ближней зоне ПЗРО достаточно сложно прогнозируемо. В такой ситуации воспользуемся консервативным предположением о том, что после истечения срока сохранения защитных свойств

инженерных барьеров безопасности, матрица РАО и иные барьеры теряют свои защитные свойства полностью. В таком случае содержание радионуклидов в подземных водах будет определяться процессом их растворения, а максимально возможная концентрация консервативно будет соответствовать пределу растворения соединений радионуклида. Скорость прохождения радионуклида через геологическую среду определяется комбинацией миграционных параметров соответствующего химического элемента, характеристик геологической среды и грунтовых вод. Также будем исходить из того, что основным параметр, определяющий радиационное воздействие на человека, будет определяться дозовыми коэффициентами соответствующего радионуклида.

Таким образом, для определения радиологически значимых радионуклидов будем использовать следующие параметры:

- активность радионуклида в исходном составе ОЯТ;
- период полураспада;
- предел растворимости в воде химических соединений, содержащих рассматриваемые радионуклиды в составе РАО;
- параметры, определяющие скорость миграции радионуклида (в случае сплошной пористой среды – коэффициент распределения фаз при физико-химических взаимодействиях в системе «РАО – подземные воды – горные породы» и характеристики геологической среды);
- дозовые коэффициенты при потреблении питьевой воды (в качестве основного сценария потенциального воздействия на население подразумеваем использование загрязненных подземных вод для питья).

При определении радиологически значимых радионуклидов будем осуществлять поэтапное исключение радионуклидов из перечня на основе перечисленных выше параметров. Общая схема метода приведена на рисунке 4.28.

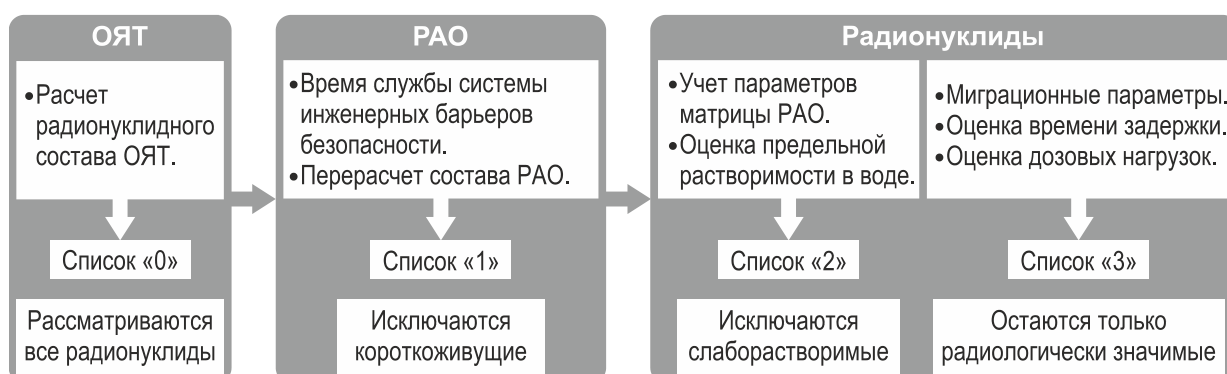


Рисунок 4.28 – Схема определения радиологически значимых радионуклидов радиохимического производства

На подготовительном этапе должен быть получен полный перечень и активность радионуклидов, содержащихся в ОЯТ (список «0») с удельной активностью выше критериев отнесения к РАО согласно постановлению [8].

На первом этапе отбора радионуклидов учитывается изменение радионуклидного состава вследствие радиоактивного распада, а также характеристики объекта. Для этого производится перерасчет состава РАО на момент времени T_0 , которое определяется как время выполнения инженерными барьерами функции изоляции от окружающей среды. Если удельная активность какого-либо радионуклида на указанный момент времени будет меньше, чем критерий отнесения к РАО согласно [8], очевидно, что его можно исключить из дальнейшего рассмотрения. Таким образом, мы получаем список «1». При этом нужно учитывать накопление дочерних радионуклидов, активность которых во времени может возрасти, поэтому проводится расчет динамики радионуклидного состава для выбранных радионуклидов на значительный период времени (более 1 млн лет). В случае если содержание какого-либо дочернего радионуклида превысит критерии отнесения к РАО, родительский и дочерний радионуклиды включаются в дальнейший анализ, т. е. добавляются в список «1».

Второй этап исключения радионуклидов – учет растворимости химических соединений, содержащих радионуклиды, в воде с учетом физико-химических свойств РАО и грунтовой воды в предполагаемом месте расположения ПЗРО. Упорядочив радионуклиды из списка «1» по убыванию произведения активности, предела растворимости и дозового коэффициента при поступлении радионуклида в организм с водой, отбросим из рассмотрения последние N нуклидов, для которых будет выполняться соотношение:

$$V_{H_2O} \sum_i \varepsilon_i \cdot C_i \prec D_{lim} \text{ мЗв / год} \quad (16)$$

где,

V_{H_2O} – среднегодовой объем питьевой воды, потребляемой человеком л/год;

ε_i – дозовый коэффициент при поступлении i -го радионуклида в организм взрослых людей с водой (Приложение 2а НРБ-99/2009);

C_i – удельная активность i -го радионуклида в грунтовой воде, соответствующая пределу растворимости;

D_{lim} – предельное значение мощности дозы для населения.

Таким образом, формируется список «2».

На третьем этапе учитывается время достижения радионуклидов человека, т. е. миграционные свойства радионуклидов и характеристики геологической среды и грунтовых вод. Этот этап является наиболее сложным с учетом имеющихся неопределенностей и зависит от сценария распространения радиоактивного загрязнения по геологической среде. В случае если рассматриваемый ПЗРО расположен в сплошной пористой среде, то учет миграционных параметров радионуклидов можно произвести следующим образом:

- определяется время достижения биосферы фронтом нейтрального трассера;
- для каждого радионуклида определяется задержка фронта миграции радионуклида по сравнению с нейтральным трассером;
- производится перерасчет активности радионуклидов в грунтовой воде, соответствующей пределу растворимости на время потенциального достижения радионуклидом человека.

Время достижения загрязненной грунтовой воды контрольной точки определяется на основании уравнения, описывающего фактор задержки:

$$T_i = T_0 \cdot \left(1 + \frac{\rho}{\phi} \cdot K_d^i\right) \quad (17)$$

где:

ρ – плотность наиболее проницаемых грунтов на пути миграции радионуклидов;

ϕ – пористость наиболее проницаемых грунтов на пути миграции радионуклидов;

K_d^i - коэффициент распределения i -го радионуклида для наиболее проницаемых грунтов на пути миграции радионуклидов;

T_0 – время достижения потенциальной точки водозабора нейтральным трассером.

В случае размещения объекта в трещиноватой геологической среде необходимо выполнить консервативные расчеты миграции для радионуклидов из списка «2», после чего произвести перерасчет активности радионуклидов.

Для учета механизма миграции радионуклидов, находящихся в одной цепочке радиоактивного распада, принимается ряд упрощений. В случае если период полураспада дочернего радионуклида относительно небольшой, можно пренебречь его самостоятельной миграцией, и, следовательно, определяющими являются миграционные параметры

материнского радионуклида. В противоположном случае, когда относительно небольшим является период родительского радионуклида, определяющими являются миграционные параметры дочернего. Для сопоставимых периодов полураспада радионуклидов решение подобной задачи может быть упрощено за счет применения следующего консервативного приближения: радионуклид движется единым фронтом (без учета разных скоростей источников формирования), при этом в качестве значения параметра, определяющего скорость миграции (коэффициент распределения для пористой среды), выбирается соответствующее наиболее быстрой миграции.

Упорядочив радионуклиды из списка «2» по убыванию произведения активности (на момент T_i), предела растворимости и дозового коэффициента при поступлении радионуклида в организм с водой, отбросим из рассмотрения последние N нуклидов, для которых будет выполняться соотношение (16). Таким образом, формируется список «3».

На следующем этапе возможен учет технологии образования РАО, учитывающий перераспределение радионуклидов в процессе их кондиционирования. Итоговый список радионуклидов должен быть использован в дальнейшем для формирования перечня контролируемых радионуклидов и разработки критериев приемлемости.

В соответствии с полученными расчетами состав РАО, соответствующий переработанному ОЯТ реактора ВВЭР-440 со временем выдержки 5 лет, содержит более 150 радионуклидов (список «0»). В соответствии с проектной документацией на ПГЗРО в качестве минимального времени выполнения барьерами безопасности функции удержания рассматривается период времени 10 000 лет. Применив первый критерий отбора радиологически значимых радионуклидов, перечень радионуклидов можно сократить до 24 радионуклидов (см. таблицу 4.9).

Таблица 4.9 – Перечень радиологически значимых радионуклидов через 10 000 лет

№	Радионуклид	Активность, Бк/г	$T_{1/2}$, лет	№	Радионуклид	Активность, Бк/г	$T_{1/2}$, лет
1	^{93}Zr	5,46E+04	1,53E+06	13	^{234}U	3,90E+04	2,46E+05
2	$^{93\text{m}}\text{Nb}$	5,33E+04	1,61E+01	14	^{235}U	3,81E+04	7,04E+08
3	^{99}Tc	4,73E+05	2,11E+05	15	^{236}U	3,38E+05	2,34E+07
4	^{107}Pd	4,59E+03	6,50E+06	16	^{238}U	3,28E+03	4,47E+09
5	^{126}Sn	9,07E+03	2,07E+05	17	^{237}Np	6,48E+03	2,14E+06
6	^{129}I	6,74E+02	1,57E+07	18	^{239}Pu	4,81E+02	2,41E+04
7	^{226}Ra	2,71E+02	1,60E+03	19	^{240}Pu	1,93E+02	6,57E+03
8	^{227}Ac	3,41E+01	2,18E+01	20	^{242}Pu	2,43E+01	3,74E+05
9	^{229}Th	2,89E+02	7,34E+03	21	^{241}Am	2,07E+02	4,33E+02
10	^{230}Th	3,49E+02	7,54E+04	22	^{243}Am	2,49E+02	7,37E+03

11	^{231}Pa	3,41E+01	3,28E+04	23	^{245}Cm	2,43E+01	8,50E+03
12	^{233}U	8,50E+02	1,59E+05	24	^{246}Cm	6,07E+02	4,73E+03

Проведенные расчеты долгосрочной динамики активности РАО (на рисунке 4.29–4.32 представлены примеры расчетов радионуклидных рядов тория, радия, актиния, нептуния) показывают, что в долгосрочной перспективе будут накапливаться изотопы ^{228}Th , ^{228}Ra , которые необходимо включить в список «1».

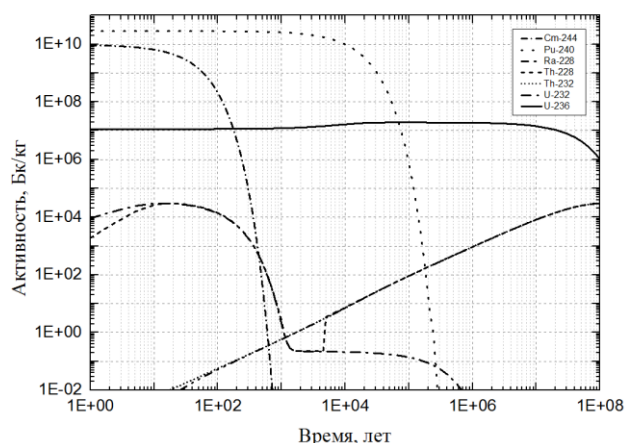


Рисунок 4.29 – Динамика удельных активностей актинидов радиоактивного ряда тория

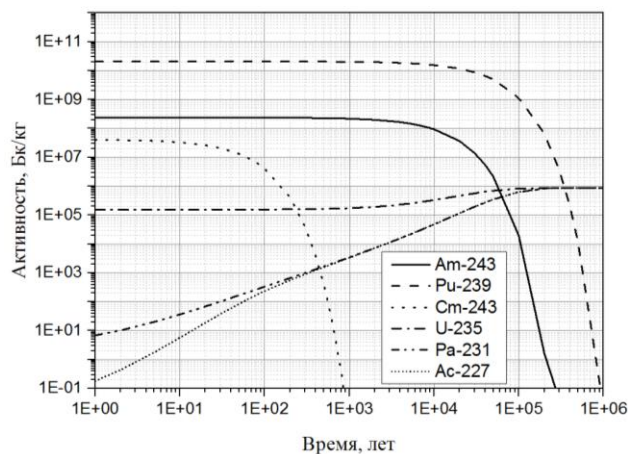


Рисунок 4.30 – Динамика удельных активностей актинидов радиоактивного ряда актиния

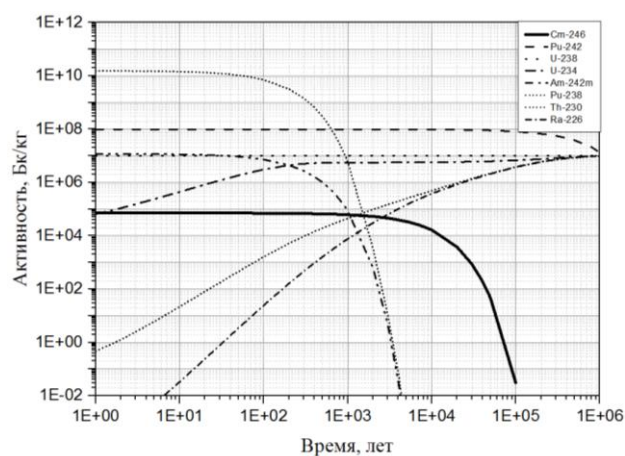


Рисунок 4.31 – Динамика удельных активностей актинидов радиоактивного ряда радия

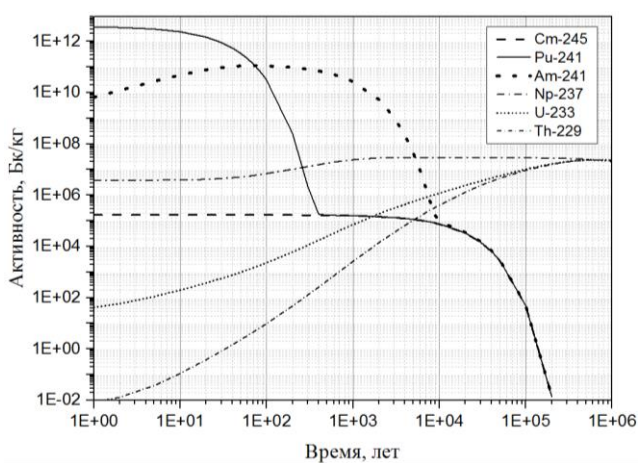


Рисунок 4.32 – Динамика удельных активностей актинидов радиоактивного ряда нептуния

На втором этапе отбора учитывается максимально возможная растворимость радионуклида при конкретных условиях размещения объекта. Рассчитывается среднегодовая доза населения при максимально возможной концентрации радионуклидов для заданных условий захоронения с использованием пределов растворимости (таблица 4.10). При проведении расчетов консервативно исходили из данных по растворимости соединений химических элементов.

Таблица 4.10 – Пределы растворимости для радионуклидов в грунтовой воде

№	Элемент	Предел растворимости, моль/л
1	Pu	$3 \cdot 10^{-8}$
2	Am	$6 \cdot 10^{-5}$
3	U	$7 \cdot 10^{-5}$
6	Tc	$1 \cdot 10^{-8}$
7	Th	$1 \cdot 10^{-7}$
8	Nb	$1 \cdot 10^{-5}$
9	Pd	$4 \cdot 10^{-6}$
4	Cm	$6 \cdot 10^{-5}$
11	I	∞
12	Ra	$1 \cdot 10^{-7}$
13	Zr	$5 \cdot 10^{-7}$
14	Ac	$5 \cdot 10^{-6}$
15	Pa	$3 \cdot 10^{-7}$
16	Np	$2 \cdot 10^{-10}$
17	Sn	$6 \cdot 10^{-8}$

С учетом принятых консервативных предположений (отсутствие эффекта разбавления при проникновении загрязненных грунтовых вод в дальнюю зону) при апробации подхода в качестве предельного значения мощности дозы для населения использовано значение 1 мЗв/год. Упорядочив радионуклиды по потенциальной дозе, получаемой в условном случае употребления растворов РАО, отбросим радионуклиды (^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{237}Np), для которых выполняется неравенство (16). В перечне значимых радионуклидов в таком случае останутся 23 радионуклида: ^{93}Zr , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{126}Sn , ^{129}I , $^{226, 228}\text{Ra}$, ^{227}Ac , $^{228, 229, 230}\text{Th}$, ^{231}Pa , $^{233, 234, 235, 236, 238}\text{U}$, $^{239, 240, 242}\text{Pu}$, $^{241, 243}\text{Am}$, $^{245, 246}\text{Cm}$.

Учет миграционных параметров позволит дополнительно сократить перечень радиологически значимых радионуклидов, однако с учетом недостатка информации по характеру процессов миграции в условиях Нижнеканского гранитоидного массива данный этап отбора может рассматриваться только как демонстрационный в отношении методологии.

В приближении однородной пористой среды в соответствии с формулой (17) могут быть получены следующие времена достижения контрольной точки для каждого из радионуклидов из списка «2» и концентрации в грунтовой воде на соответствующий момент времени (см. таблицу 4.11). Время достижения биосферы нейтральным трассером при проведении расчетов было принято 10 000 лет.

Таблица 4.11 – Времена достижения биосферы для радионуклидов из списка «2»

Радионуклид	K_d , м ³ /кг	T_i , лет	Радионуклид	K_d , м ³ /кг	T_i , лет
^{126}Sn	$1 \cdot 10^{-3}$	$8,0 \cdot 10^6$	^{241}Am	3	$2,4 \cdot 10^{10}$

^{93m}Nb	0,01	$8,0 \cdot 10^7$	^{243}Am		
^{229}Th			^{245}Cm		
^{233}U			^{246}Cm		
^{226}Ra	0,1	$8,0 \cdot 10^8$	^{228}Ra	5	$4,0 \cdot 10^{10}$
^{234}U			^{228}Th		
^{230}Th			^{235}U		
^{93}Zr			^{236}U		
^{231}Pa			^{238}U		
^{227}Ac	1	$8,0 \cdot 10^9$	^{239}Pu	0	$1,0 \cdot 10^4$
			^{240}Pu		
			^{242}Pu		
			^{129}I		

В таком приближении на момент достижения биосферы практически полностью распадутся следующие радионуклиды: ^{93}Zr , ^{93m}Nb , ^{126}Sn , ^{229}Th , ^{233}U , ^{237}Np , $^{239,240,242}\text{Pu}$, $^{241,243}\text{Am}$, $^{245,246}\text{Cm}$, которые таким образом исключаются из перечня радиологически значимых и итоговый перечень радиологически значимых для долговременной безопасности радионуклидов выглядит следующим образом: ^{129}I , $^{226,228}\text{Ra}$, ^{227}Ac , $^{228,230}\text{Th}$, ^{231}Pa , $^{234,235,238}\text{U}$.

Учитывая, что аналитический контроль радионуклидного состава РАО производится на начальных стадиях обращения с РАО, для формирования перечня радионуклидов, подлежащих аналитическому контролю, к радиологически значимым радионуклидам необходимо добавить их родительские радионуклиды, в случае если они дают существенный вклад в образование радиологически значимых (в рамках данной работы в качестве такого вклада рассматривалась величина 10 % от содержания радионуклида в момент времени T_i). Перечень радионуклидов, подлежащих контролю, включает в себя следующие радионуклиды: $^{234,235,238}\text{U}$, $^{228,230}\text{Th}$, ^{129}I , ^{231}Pa , ^{227}Ac , а также $^{238,239,240}\text{Pu}$, ^{236}U . Радионуклиды $^{226,228}\text{Ra}$ при этом в перечень не вошли, так как их содержание практически полностью определяется содержанием родительских радионуклидов. Формирование перечня радиологически значимых радионуклидов приведено в таблице 4.12.

Таблица 4.12 – Формирование перечня радиологически значимых радионуклидов

Этап	Этап 1 «Распад»	Этап 2 «Растворимость + доза»	Этап 3 «Миграция +доза» (пример)	Итоговый список, с учетом родительских ядер (пример)
Количество радионуклидов «До»/«После»	<100/24+2	26/23	23/10	10/14

Перечень радионуклидов	^{93}Zr , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{126}Sn , ^{129}I , $^{226}, ^{228}\text{Ra}$, ^{227}Ac , $^{228}, ^{229}, ^{230}\text{Th}$, ^{231}Pa , $^{233}, ^{234}, ^{235}, ^{236}, ^{238}\text{U}$, ^{237}Np , $^{239}, ^{240}, ^{242}\text{Pu}$, $^{241}, ^{243}\text{Am}$, $^{245}, ^{246}\text{Cm}$	^{93}Zr , $^{93\text{m}}\text{Nb}$, ^{126}Sn , ^{129}I , $^{226}, ^{228}\text{Ra}$, ^{227}Ac , $^{228}, ^{229}, ^{230}\text{Th}$, ^{231}Pa , $^{233}, ^{234}, ^{235}, ^{236}, ^{238}\text{U}$, $^{239}, ^{240}, ^{242}\text{Pu}$, $^{241}, ^{243}\text{Am}$, $^{245}, ^{246}\text{Cm}$	^{129}I , $^{226}, ^{228}\text{Ra}$, ^{227}Ac , $^{228}, ^{230}\text{Th}$, ^{231}Pa , $^{234}, ^{235}, ^{238}\text{U}$	^{129}I , $^{226}, ^{228}\text{Ra}$, ^{227}Ac , $^{228}, ^{230}\text{Th}$, ^{231}Pa , $^{234}, ^{235}, ^{236}, ^{238}\text{U}$, $^{238}, ^{239}, ^{240}\text{Pu}$
---------------------------	---	---	--	---

Учет технологии переработки ОЯТ при определении перечня радиологически значимых радионуклидов лежали за рамками проведенной работы. Оценки с применением консервативных показателей извлечения урана, плутония и нептуния при переработке ОЯТ (неизвлекаемые остатки урана, плутония и нептуния – 0,1 %, 0,25 % и 5 %, соответственно) показывают, что извлечение этих химических элементов не оказывает значимого влияния на перечень радиологически значимых радионуклидов. Дополнительное исключение радионуклидов возможно при учете выхода отдельных продуктов деления в процессе витрификации (например, изотопов I).

Отметим, что приведенные в таблице 4.12 перечень радионуклидов определен с использованием ряда приближений, и, следовательно, может корректироваться как в сторону расширения, так и в сторону сокращения за счет более детального учета различных факторов, связанных, например, с:

- уточнением номенклатуры и характеристик перерабатываемого ОЯТ, включая топливо исследовательских реакторов;
- используемой миграционной моделью пункта захоронения;
- оценкой перераспределения радионуклидов в процессе переработки ОЯТ, включая изменение технологического процесса по мере развития радиохимического завода.

Ввиду того что в России ведутся работы по созданию системы ПЗРО, работы, направленные на решение проблемы обоснования долговременной безопасности захоронения РАО, крайне актуальны. Предлагаемый подход к определению перечня радиологически значимых радионуклидов и радионуклидов, подлежащих контролю, позволяет учесть их основные характеристики, влияющие на радиационное воздействие на

население и окружающую среду: период полураспада, растворимость, миграционные параметры, дозовые коэффициенты.

Проведенная апробация предложенного методического подхода на примере остеклованных РАО радиохимического производства ФГУП ПО «Маяк» показала свою перспективность [89]. Даже без учета технологии переработки ОЯТ и миграционных параметров соединений радионуклидов ее применение позволяет обосновать существенно сокращенный перечень радионуклидов, подлежащих включению в оценку долговременной безопасности и, соответственно, контролю при паспортизации: с более 100 до приблизительно 20. Дополнительный учет миграционных параметров и особенностей технологического процесса может дополнительно снизить количество радионуклидов, подлежащих контролю.

4.2.3 Повторное использование радиационно загрязненных металлов в атомной промышленности

В процессе эксплуатации объектов атомной энергетики образуются материалы, содержащие радиоактивные вещества, в том числе различные металлические конструкции. После окончания их функционального использования варианты обращения с ними могут быть разными. Недавняя практика относилась к той части изделий, для которой превышались уровни отнесения к РАО [8], к металлическим радиоактивным отходам («МРО»), и такие отходы подлежали захоронению. Скорость накопления «МРО» на типичных атомных станциях при штатном режиме работы энергоблоков составляет порядка 1÷2 тысяч тонн в год [6]. «МРО» образуются также при выводе энергоблоков из эксплуатации, например, их объем при ВЭ одного энергоблока мощностью 1000 МВт будет составлять не менее 15 тысяч тонн [90]. Всего за время существования в России атомной отрасли образовалось порядка 600 тыс. т подобных отходов [91].

Однако такие металлические изделия (особенно с невысокими уровнями радиоактивного загрязнения) могут пройти путь полной или частичной дезактивации и повторно использоваться в различных отраслях промышленности. В настоящее время разработаны и успешно применяются в ряде стран технологии по переплавке и дезактивации металлов [92, 93]. В таблице 4.13 приведены данные по предприятиям, которые занимаются решением этой задачи [94].

Таблица 4.13 – Производственные мощности предприятий по переработке «МРО»

Предприятие, страна	Производственные мощности	Продукция и область её использования
Siempelcamp, Германия	*	Слитки, экраны, контейнеры для повторного использования в атомной промышленности.

		До 5 % – свободное использование
Studsvik, Швеция	1000 т/год	Слитки – свободное использование. Слитки – промежуточное хранение, захоронение.
BNFL, Великобритания	150 т/неделю	Слитки для повторного использования в атомной промышленности.
Duratek, США	2000 т/год	Экраны, физическая защита для повторного использования в атомной промышленности.
ЭКОМЕТ-С, Россия	*	Слитки – свободное использование. Слитки – промежуточное хранение.

* - данные отсутствуют

Зарубежные компании в основном перерабатывают металл для последующего ограниченного использования в атомной энергетике, тогда как российское предприятие ЭКОМЕТ-С перерабатывает «МРО» в чистые слитки.

Степень дезактивации должна определяться целью последующего использования металла и связанным с этим радиационным воздействием на человека и объекты окружающей среды. В целом ряде случаев контакты новых металлических изделий с человеком будут крайне ограничены, а их воздействие на биоту может оставаться в пределах экологических нормативов. Одним из перспективных направлений такого использования прошедшего переработку металла может стать изготовление железобетонных конструкций и контейнеров, предназначенных для обращения с РАО.

Так как в ближайшие годы в России планируется построить и ввести в эксплуатацию несколько крупных хранилищ для РАО 3 и 4 класса, то возникнет потребность в невозвратных контейнерах, количество которых оценивается в среднесрочной перспективе величиной ~100 тыс. шт., а потребность в металле составляет не менее 100 тыс. т.

Подобные масштабы производства могут представлять экономический интерес к вторичному использованию металлов и ставят перед специалистами в области радиационной безопасности вопросы, связанные с установлением нормативов по целевому ограниченному использованию материалов, обеспечивающих соблюдение действующих норм безопасности.

В данном разделе рассмотрим получение количественных оценок уровней допустимого радиоактивного загрязнения металлов, предназначенных для изготовления арматуры и контейнеров, в которых будут размещаться РАО.

Радионуклидный состав металла

В настоящее время существует ряд апробированных методов по дезактивации «МРО» перед переплавкой металла в индукционных электрических печах: дезактивация серно-кислыми средами в погружных ваннах, дезактивация в погружных ваннах с использованием щелочных и кислотных десорбирующих композиций, отмывка локальных загрязнений

электрохимическим способом, дезактивация по технологии «DECONA» с использованием тетрафторборной кислоты. Разработан также метод дезактивации «МРО» в процессе их переплавки.

В результате переплавки металла происходит его дополнительная дезактивация, поскольку радионуклиды перераспределяются между шлаком и металлическим расплавом. При этом в шлаки переходят радионуклиды-продукты деления ядер (^{90}Sr , ^{144}Ce , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{95}Zr и др.) и трансурановые элементы, а остаточная активность переплавленного металла определяется радионуклидами ^{60}Co (основной вклад), ^{106}Ru , ^{125}Sb , которые равномерно распределены в металлической матрице, выполняющей функции барьера безопасности, исключающего возможность выхода радионуклидов в окружающую среду.

В выполненных расчётах с известной долей консерватизма было принято, что основным гамма-излучающим радионуклидом в переплавленном металле является ^{60}Co , и допускалась возможность содержания некоторого количества ^{137}Cs .

Контейнеры, используемые при обращении с РАО

При обращении с РАО используют различные металлические контейнеры (КМЗ, КО 1340, КРАД-3,0 [95] и др.). Основные характеристики этих контейнеров приведены в таблице 4.14. Представленные интервалы значений массы и внутреннего объёма контейнеров охватывают основные типы металлических контейнеров, используемых при обращении с РАО.

Таблица 4.14 – Характеристики контейнеров

Тип контейнера	Материал	Габаритные размеры, м		Внутренний объем, м ³	Масса контейнера, т
КМЗ	Металл	Длина	1,65	3,1	1,16
		Ширина	1,65		
		Высота	1,375		
КРАД-3,0	Металл	Длина	2,62	3,0	0,655
		Ширина	1,43		
		Высота	1,08		
КО 1340	Металл	Диаметр	0,56	0,2	0,0711
		Высота	0,91		

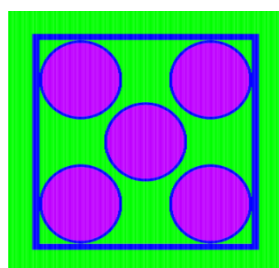
На первом этапе в расчётных моделях в качестве источника γ -излучения в корпусе контейнера задавали радионуклиды ^{60}Co и ^{137}Cs . В таблице 4.15 приведены результаты расчётов максимальной удельной активности металла контейнера КМЗ при его транспортировке, при условии непревышения предельных уровней мощности дозы: 2 мЗв/час на поверхности контейнера и 0,1 мЗв/час на расстоянии 1 м [96], для трех различных соотношений удельных активностей радионуклидов ^{60}Co и ^{137}Cs .

Из таблицы 4.15 видно, что замена в расчётных моделях ^{137}Cs на ^{60}Co обеспечивает консервативную оценку допустимой суммарной удельной активности металла. В дальнейших расчётах мощности дозы от всех контейнеров предполагалось, что все излучение обусловлено только ^{60}Co .

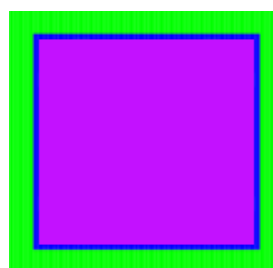
На рисунке 4.33 приведены сечения модели металлического контейнера типа КМЗ, внутри которого можно расположить до пяти металлических бочек (объемом $0,2\text{ м}^3$) или равномерно заполнить контейнер цементированными РАО.

Таблица 4.15 – Максимальная удельная активность металла контейнера КМЗ

№	Доли радионуклидов в общей активности металла		Максимальная удельная активность металла, кБк/г
	^{60}Co	^{137}Cs	
1	1	0	1,6
2	0,7	0,3	1,9
3	0,5	0,5	2,1



(а)



(б)

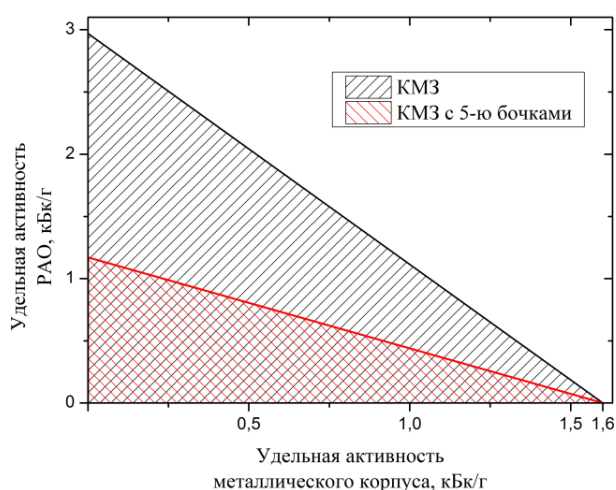
Рисунок 4.33 – Поперечное сечение контейнера КМЗ с пятью бочками (а) и при его равномерном заполнении РАО (б)

Плотность металла контейнера и бочек во всех задачах принималась $7,86\text{ г/см}^3$. Предполагалось, что в цементированных РАО плотностью $1,5\text{ г/см}^3$ источниками γ -излучения являются радионуклиды ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{60}Co (соотношение активностей 1: 0,1: 0,01).

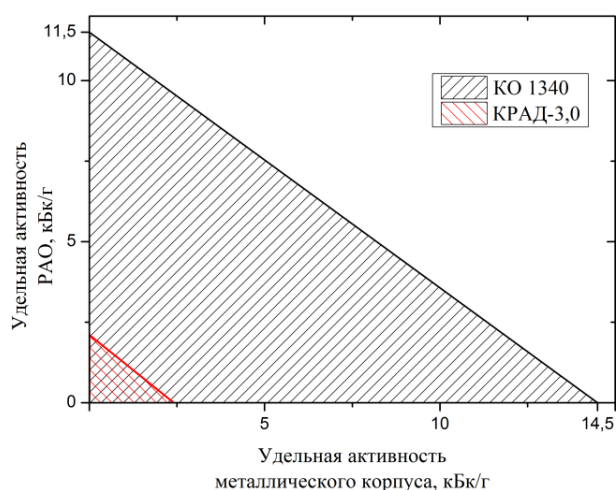
Для контейнеров КРАД-3,0 и КО 1340 проводились оценки только при полном их заполнении РАО. В результате расчётов оценивались значения дозы на поверхностях контейнеров и на расстоянии 1 м от них. В таблице 4.14 и на рис. 4.28 (а) приведены допустимые значения удельной активности РАО в контейнере КМЗ (с пятью металлическими бочками и при равномерном заполнении) в зависимости от удельной активности металла контейнера. При значениях удельной активности корпуса контейнера КМЗ 1,6 кБк/г и менее контейнеры такого типа могут быть транспортированы пустыми в соответствии с требованиями [96] к месту заполнения их РАО. На рисунке 4.34 (б) и в таблице 4.16 приведены допустимые удельные активности РАО и металла контейнеров КО 1340 и КРАД-3,0 при их транспортировке.

Таблица 4.16 – Максимальные значения удельной активности корпуса контейнеров и РАО при транспортировке

Тип контейнера	Максимальная удельная активность, кБк/г	
	Металла	РАО
КО 1340	14,5	11,5
КМЗ	1,6	3,0
КМЗ (с 5 бочками)	1,6	2,4
КРАД-3,0	1,2	2,1



(а)



(б)

Рисунок 4.34 – Допустимая удельная активность РАО при их загрузке в контейнер с различной удельной активностью его корпуса: а – КМЗ, б – КО 1340 и КРАД-3,0

Из приведённых результатов следует, что при значениях удельной активности металла 1,2 кБк/г и менее нормативы по транспортировке будут соблюдаться для всех рассматриваемых контейнеров.

Арматура

При рассмотрении строительной арматуры, выполненной из «МРО», необходимо оценить радиационную обстановку при её транспортировке, а также при изготовлении железобетонных изделий. Для решения этих задач разработаны следующие расчетные модели.

В первой модели задана металлическая арматура перед заливкой бетоном, во второй – бетонная армированная плита с размерами 1,2 x 1,2 x 0,3 м (рисунок 4.35).

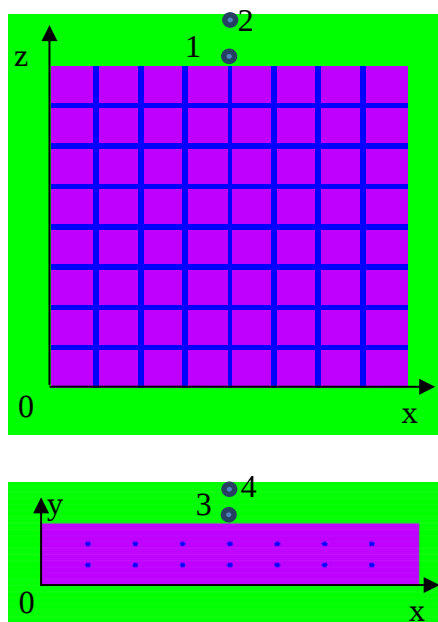


Рисунок 4.35 – Продольное (а) и поперечное (б) сечения армированной бетонной плиты: 1-4 – точки детектирования

Расстояние между металлическими прутами ($\varnothing 1,0$ см) по осям OZ и OX 15 см, по оси OY – 10 см. Точки регистрации (детектирования) мощности дозы (1 и 3) расположены в центре поверхностей верхней и боковой стен бетонной плиты, (2 и 4) – на расстоянии 1 м от соответствующих поверхностей. В первой модели использованы те же координаты точек детектирования.

Расчет мощности дозы в заданных точках проводился для металлической арматуры с удельной активностью в интервале $1,0 < q < 15$ (кБк/г), который сопоставим с удельной активностью металла в рассмотренных контейнерах при транспортировании. Результаты расчетов мощности дозы гамма-излучения (H) от рассматриваемых объектов приведены в таблице 4.17 со значениями параметра k в линейных аппроксимациях $H = k \cdot q$.

Таблица 4.17 – Результаты расчетов мощности дозы гамма-излучения от арматуры H_A и бетонной плиты H_B

№ детектора	Удельная активность q , кБк/г	Арматура		Бетонная плита	
		H_A , мЗв/час	k_A	H_B , мЗв/час	k_B
1	1,0	$3,0 \cdot 10^{-5}$	$3,0 \cdot 10^{-5}$	$9,4 \cdot 10^{-6}$	$9,4 \cdot 10^{-6}$
	15	$4,5 \cdot 10^{-4}$		$1,4 \cdot 10^{-4}$	
2	1,0	$1,3 \cdot 10^{-6}$	$1,3 \cdot 10^{-6}$	$4,1 \cdot 10^{-7}$	$4,1 \cdot 10^{-7}$
	15	$2,0 \cdot 10^{-5}$		$6,2 \cdot 10^{-6}$	
3	1,0	$5,2 \cdot 10^{-5}$	$5,2 \cdot 10^{-5}$	$8,0 \cdot 10^{-6}$	$8,0 \cdot 10^{-6}$

	15	$7,8 \cdot 10^{-4}$		$1,2 \cdot 10^{-4}$	
4	1,0	$5,8 \cdot 10^{-6}$	$5,8 \cdot 10^{-6}$	$1,8 \cdot 10^{-6}$	$1,8 \cdot 10^{-6}$
	15	$8,7 \cdot 10^{-5}$		$2,7 \cdot 10^{-5}$	

Максимальная дозовая нагрузка на персонал при работе с не бетонированной арматурой при удельной активности металла 1 кБк/г (максимальная мощность дозы $5,2 \cdot 10^{-5}$ мЗв/час) не превысит 0,1 мЗв/год. Следовательно, такие уровни загрязнения металлических изделий позволяют проводить работы по монтажу строительных конструкций на объектах атомной промышленности работниками без каких-либо ограничений.

Для оценки радиационной обстановки при перевозке арматуры из низкоактивного металла выбран вариант стандартной транспортировки строительных материалов, при котором используют универсальные транспортные контейнеры различной тоннажности и типа, например, 1АА. Основные характеристики контейнера приведены в таблице 4.18.

Арматуру перевозят либо в бухтах (~500-1000 кг каждая), либо в запечатанных пачках (~5 т каждая) (рисунок 4.36).

Таблица 4.18 – Характеристики контейнера 1АА

Параметр	Значение
Длина, м	12,2
Ширина, м	2,4
Высота, м	2,6
Внутренний объем, м ³	65,6
Максимальная масса груза, т	26,58

Чтобы оценить максимальную мощность дозы от транспортируемого груза расчет проводили при максимально возможной загрузке арматуры в контейнере 1АА.

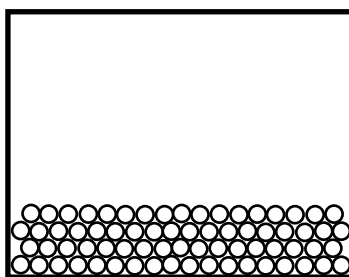


Рис.4.36 – Принцип размещения арматуры в контейнере 1АА (в пачках)

Оценку мощности дозы проводили на поверхностях контейнера и на расстоянии 1 м от него. Рассмотрен вариант размещения арматуры внутри контейнера в пачках (рисунке 4.36). Из результатов расчетов, приведенных в таблице 4.19, следует, что для рассмотренного интервала удельных активностей арматуры при ее максимальной загрузке в контейнер мощность дозы гамма-излучения от контейнера превышает нормативные значения [96].

Необходимо либо уменьшать загрузку арматуры в контейнер, либо использовать металл с удельной активностью менее 0,3 кБк/г.

Таблица 4.19 – Результаты расчетов мощности дозы от контейнера 1АА с арматурой

№	Удельная активность арматуры, кБк/г	Макс. значение мощности дозы, мЗв/час	
		На поверхности	На расстоянии 1 м
1	0,3	0,17	0,10
2	1,0	0,58	0,35
3	15	8,70	5,25

Рассмотрено несколько реалистических сценариев вторичного использования металлов, отслуживших свой срок на объектах атомной энергетики. Расчёты показали, что уровни загрязнения металлической арматуры радионуклидом ^{60}Co до 10 кБк/г не ограничивают выполнение монтажных работ по сооружению железобетонных конструкций. В то же время транспортировка такой арматуры в универсальных транспортных контейнерах предъявляет более жёсткие требования к удельной активности, которая не должна превышать 0,3 кБк/г.

Для контейнеров со всеми рассмотренными масса-габаритными параметрами значения удельной активности металла, при которых возможна их транспортировка до пункта загрузки РАО, составляют не более 1 кБк/г [97-99].

По сравнению с нормативами, допускающими неограниченное использование металла (при удельной активности до 0,0001 кБк/г по ^{60}Co) и его ограниченное использование (до 0,01 кБк/г по ^{60}Co – для очень низкоактивных РАО), снижение требований по безопасности (предельных уровней удельной активности от 30 до 1000 раз) позволит переводить вопрос о вторичном использовании металла в экономическую плоскость. Этому может также способствовать развитие индустрии по производству хранилищ как радиоактивных, так и иных отходов, требующих значительного количества металла, а также высокие затраты на утилизацию слабозагрязнённых металлических конструкций. Проведенные исследования призваны инициировать начало работ по обоснованию возможности вторичного использования дезактивированного металла, имея в виду достижение очевидного положительного эффекта, связанного с уменьшением объемов захораниваемого металла.

4.2.4 Особенности задач радиационной защиты по выводу из эксплуатации ЯРОО

Одним из сценариев вывода из эксплуатации ЯРОО является «Демонтаж», который предполагает удаление конструкций, в том числе загрязнённых, и РАО. В процессе проведения таких работ персонал, задействованный в них, может получить значительную дозовую нагрузку. Одна из задач расчетного моделирования состоит в том, чтобы зная

характеристики радиоактивного загрязнения, рассчитать изменение полей ионизирующих излучений и оценить дозовые нагрузки при выполнении комплекса работ. Это позволит при необходимости обосновано уменьшить скорректировать план выполнения работ с целью минимизации дозовых нагрузок за счет уменьшения времени пребывания персонала и/или использования дополнительной радиационной защиты.

К сожалению, применительно к объектам ядерного наследия такой расчетный алгоритм не всегда оказывается эффективным, так как архивная информация о РАО зачастую утеряна, а проведенная КИРО не всегда показывает полную картину загрязнений. В таком случае необходимо проводить многовариантные расчетные исследования совместно с дополнительными измерениями.

В рамках разработки комплекса ОБОЯН [100-107], где были внедрены некоторые разработки расчетно-программного инструментария (система конверторов, расчет дозовых нагрузок по заданному сценарию и др.), рассматривалась задача оценки дозовых нагрузок на персонал при удалении РАО из пункта хранения.

В результате спектрометрического анализа отобранной пробы РАО определено, что основными гамма-излучающим радионуклидами являлись ^{60}Co и ^{137}Cs (отношение активностей 3:1).

Сценарий демонтажа строительных конструкций и удаления РАО

Пункт хранения представляет собой бетонное сооружение, расположенное ниже уровня земли, габаритные размеры – 21,7 x 5 x 6,7 м³.

Для того чтобы удалить РАО из хранилища, предлагается его поэтапный демонтаж с извлечением порций РАО и последующей их контейнеризацией. Эти операции можно осуществить при вскрытии крыши хранилища или одной из боковых стен. Так как ПХ заглублен, а стены состоят из монолитного железобетона, в качестве основного сценария демонтажа ПХ рассматривается поэтапный разбор верхнего перекрытия, состоящего из бетонных плит (1,1-1,5 x 6,7 x 0,3 м³). Предлагается краном снимать по одной плите, затем экскаватором с грейферным ковшом извлекать РАО и перемещать в контейнеры и так далее до полного удаления РАО из ПХ. При таком сценарии основную дозу получит оператор экскаватора, выполняющий перегрузку РАО.

Проведение расчетов полей МЭД

Для оценки дозовой нагрузки на персонал требуется провести серию расчетов полей мощности эквивалентной дозы. На первом этапе разработана САПР-модель ПХ (рисунок 4.37). Далее, используя данные из справочного блока базы данных, были заданы материалы инженерных конструкций и РАО, а также параметры источника излучения. Зоны регистрации заданы над хранилищем в виде сетки (0,25 x 0,25 x 0,1 м³).

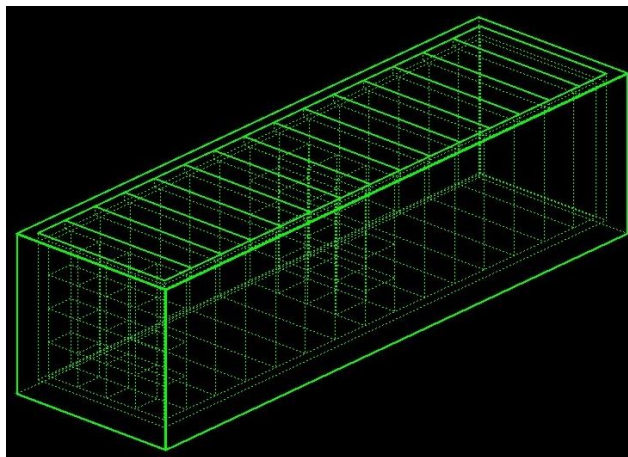


Рисунок 4.37 – Изображение САПР-модели ПХ РАО

Этапы удаления разбора ПХ и удаления РАО приведены на рисунке 4.38

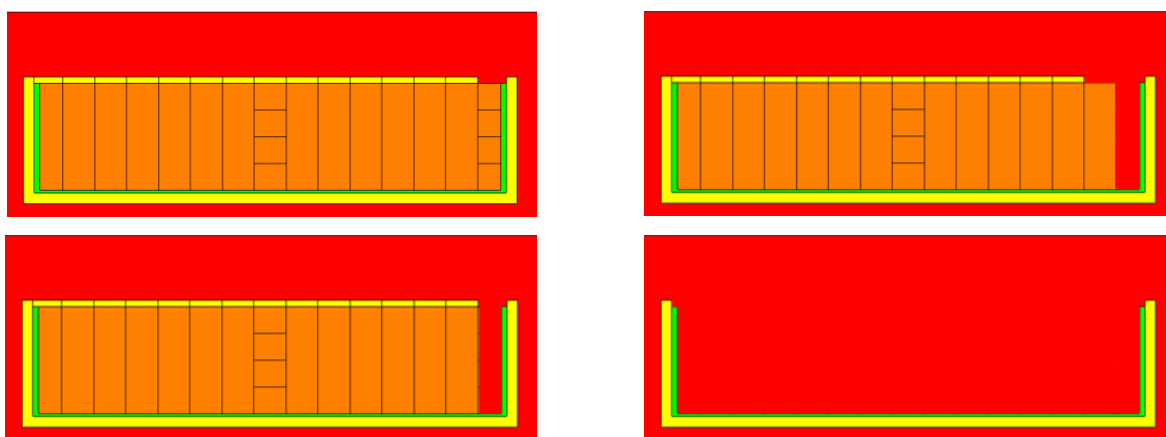


Рисунок 4.38 – Этапы удаления РАО

Оценка дозы, полученной оператором экскаватора

Оценочное время работы по извлечению РАО из-под одной плиты ~ 120 минут.

При работе в непосредственной близости от источника, доза на человека при выполнении всего комплекса работ оценивается величиной ~20-50 мЗв, что связано с существенными радиационными рисками. При расположении оператора на расстоянии 7 м и далее от хранилища (рисунок 4.39) с использованием крана-экскаватора, где оператор находится в кабине на высоте 2 м от поверхности земли дозовая нагрузка кардинально уменьшается.

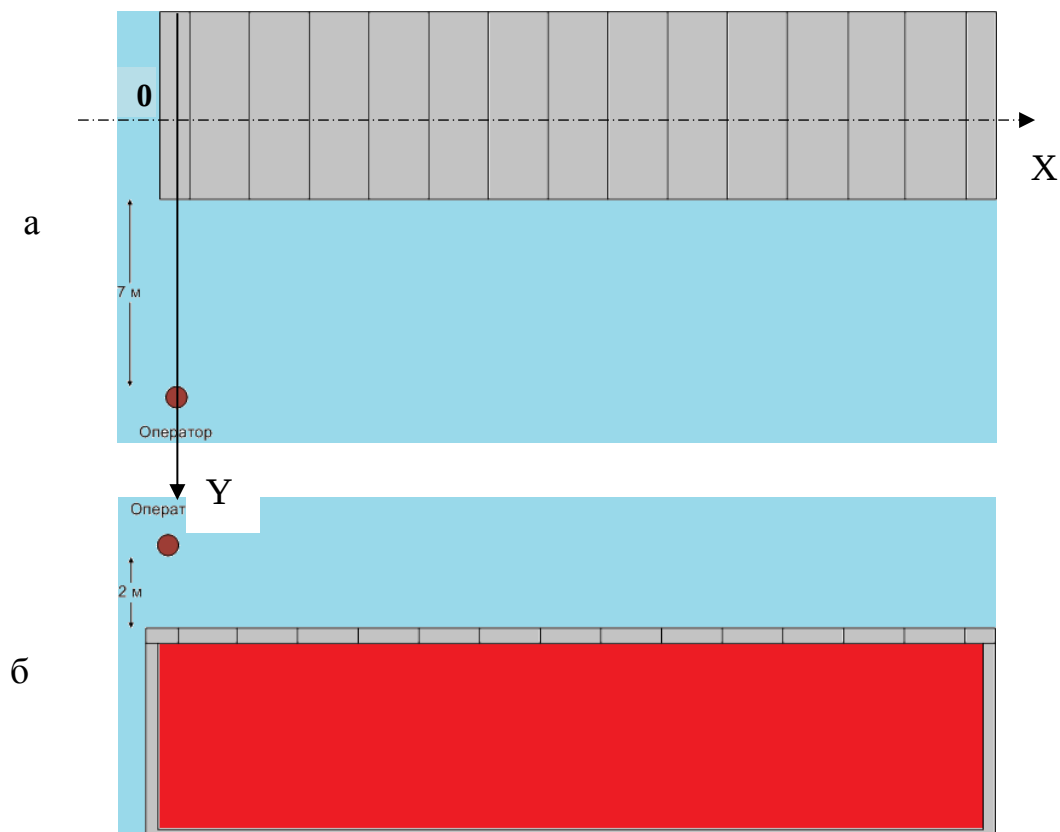


Рисунок 4.39 – Сечения расчетной модели хранилища:

а – вид сверху, б – вид сбоку

Результаты расчетов МЭД на высоте 2 м над хранилищем по центру первой удаленной плиты и далее до местоположения оператора (рисунок 4.39) приводятся в таблице 4.19 и на рисунке 4.40.

Таблица 4.19 – Результат оценки МЭД на высоте 2 м над ПХ РАО

Расстояние от ПХ, Y м	МЭД, мЗв/час	Расстояние от ПХ, Y м	МЭД, мЗв/час
10,35*	1,96E-03	3,35	6,56E-02
10,1	2,37E-03	3,1	6,97E-02
9,85	2,76E-03	2,85	1,02E-01
9,6	3,18E-03	2,6	9,22E-02
9,35	3,76E-03	2,35	1,01E-01
9,1	4,29E-03	2,1	1,35E-01
8,85	4,22E-03	1,85	1,23E-01
8,6	4,21E-03	1,6	1,59E-01
8,35	5,17E-03	1,35	1,44E-01
8,1	5,80E-03	1,1	1,53E-01
7,85	9,85E-03	0,85	1,68E-01
7,6	1,45E-02	0,6	1,92E-01
7,35	5,89E-03	0,35	1,53E-01
7,1	1,30E-02	0,1	1,60E-01
6,85	1,41E-02	-0,15	1,61E-01
6,6	1,02E-02	-0,4	1,78E-01
6,35	1,95E-02	-0,65	1,58E-01
6,1	2,87E-02	-0,9	1,47E-01

5,85	1,42E-02	-1,15	1,72E-01
5,6	2,71E-02	-1,4	1,33E-01
5,35	4,03E-02	-1,65	1,16E-01
5,1	3,51E-02	-1,9	1,39E-01
4,85	2,14E-02	-2,15	1,16E-01
4,6	4,81E-02	-2,4	9,98E-02
4,35	4,81E-02	-2,65	9,31E-02
4,1	4,07E-02	-2,9	1,19E-01
3,85	6,34E-02	-3,15	6,97E-02
3,6	8,59E-02	-3,35	6,56E-02

* ячейка около оператора

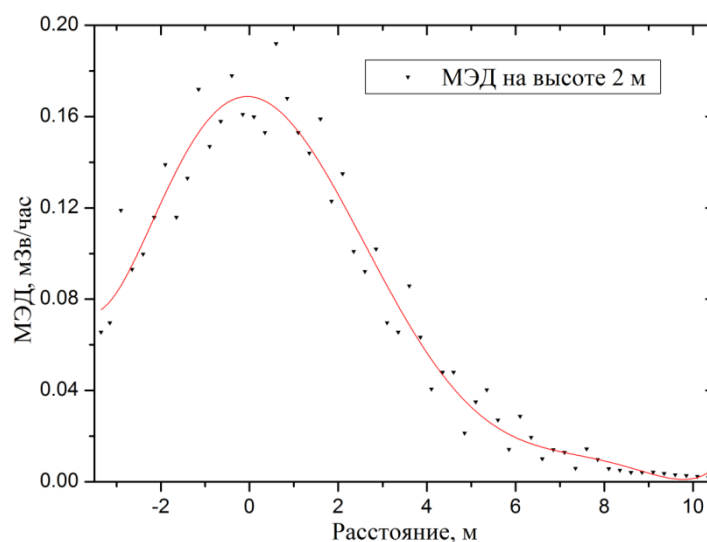


Рисунок 4.37 – Распределение мощности дозы от расстояния от центра ХТО-2

При выполнении операции по извлечению РАО из-под одной плиты оператор экскаватора получит дозу облучения ~ 4 мкЗв, соответственно, при извлечении всего РАО из ПХ ~ 60 мкЗв. Полученное значение дозы является допустимым для персонала категорий А и Б. В целом, можно сделать вывод, что при данных условиях, с позиций радиационной защиты персонала от внешнего облучения реализация подобного сценария возможна.

В целом можно констатировать, что на данном примере была апробирована система конверторов САПР-модели в расчетную, а также расчет дозовых нагрузок при выполнении сценарных работ.

4.3 Заключение к главе 4

Результаты проведенных исследований показали, что разрабатываемый расчетно-методический инструментарий может быть применен для решения целого спектра взаимосвязанных актуальных задач ЗСЖЦ объектов использования атомной энергии. Одной из ключевых из них является характеристика планируемого к захоронению РАО, образующегося при переработке ОЯТ. С применением расчетно-методического инструментария последовательно проведены предварительные расчетные исследования

определения радионуклидного состава ОЯТ и РАО, а используя разработанный подход к определению значимых радионуклидов в контексте долговременной безопасности, выделены наиболее значимые радионуклиды.

Впервые проведены оценки изменения необходимой радиационной защиты для обеспечения условий транспортирования для ОЯТ БиАЭС в зависимости от времени выдержки. Показано, что выгода от такого подхода может составлять более $1,5 \cdot 10^7$ т-км.

Проведенные оценки радиационной безопасности при использовании изделий, выполненных из радиационно загрязненного металла, показали непревышение нормативных требований при загрязнении менее 0,3 кБк/кг по ^{60}Co .

Возможности расчетно-методического инструментария позволяют оценивать дозовые нагрузки при выполнении комплекса работ по удалению РАО. Проведенные оценки на примере извлечения РАО из ПХ позволили сконфигурировать наименее дозозатратные условия проведения работ.

Проведенная апробация расчетно-методического инструментария на различных задачах ЗСЖЦ ОИАЭ показала его работоспособность.

Заключение

В результате анализа современных требований, тенденций и потребностей атомной энергетики, в области обоснования радиационной защиты и обеспечения радиационной безопасности на ЗСЖЦ объектов использования атомной энергии сформулированы пять направлений, где требуется совершенствования методической базы и выполнение широкомасштабных расчетных исследований:

- 1) характеристика РАО и источников излучений по результатам измерений дифференциальных и интегральных характеристик полей ионизирующих излучений;
- 2) прогнозирование остаточной радиоактивности, тепловыделения и иных последствий облучения материалов;
- 3) сопровождение демонтажных работ при ВЭ ОИАЭ;
- 4) радиационная безопасность персонала;
- 5) комплекс задач по сопровождению проектов сооружения объектов с мощными системами радиационной защиты.

Решение задач, входящих в эти направления, тесно связано с расчетными программами, включая соответствующее константное обеспечение. В результате анализа возможностей современных программных средств и современных требований, предъявляемых к точности и набору вычисляемых функционалов, были сформулированы основные требования к составу расчетно-методического инструментария и его архитектуре.

В рамках разработки расчетного инструментария реализованы:

- архитектура расчетного инструментария;
- алгоритм создания специализированной САПР-модели для использования в программах по расчету переноса ионизирующих излучений;
- разработан и реализован алгоритм расчета нуклидной кинетики и радиационных характеристик ОЯТ и РАО;
- специализированные файлы ядерных данных на основе файлов оцененных ядерных данных.

Для верификации программы нуклидной кинетики отобраны представительные бенчмарк-эксперименты, а полученные данные расчетных исследований показывают хорошее согласие с экспериментальными (в рамках погрешностей экспериментов). В результате верификационных исследований показано, что:

- алгоритм расчета нуклидной кинетики работает корректно;
- отобранные в состав библиотеки ядерных данных активационные данные по нейтронным сечениям в целом позволяют достаточно надежно моделировать тестовые задачи.

В рамках практической апробации разработанного расчетно-методического инструментария разработаны методические подходы и алгоритмы к решению типовых задач ЗСЖЦ и проведены соответствующие расчетные исследования по:

- определению радионуклидного состава РАО класса 1, образующихся в процессе переработки ОЯТ;
- определению значимых радионуклидов, содержащихся в составе РАО в контексте долговременной безопасности;
- оценке необходимой радиационной защиты при транспортировании ОЯТ Билибинской АЭС для различных времен его выдержки;
- возможности повторного использования радиоактивно загрязненных металлов в атомной отрасли;
- дозовым нагрузкам на персонал при выполнении демонтажных работ и удаления РАО из пункта хранения.

Выполненные оценки продемонстрировали работоспособность разработанного расчетно-методического инструментария, а результаты расчетных исследований имеют практическое значение для предприятий отрасли.

Все поставленные в диссертационном исследовании задачи выполнены.

Список сокращений

АЭС	- атомная электростанция
БД	- база данных
БиАЭС	- Билибинская атомная электростанция
ВАО	- высокоактивные радиоактивные отходы
ВКУ	- внутрикорпусные устройства
ВЭ	- вывод из эксплуатации
ЖРО	- жидкие радиоактивные отходы
ЗСЖЦ	- заключительная стадия жизненного цикла
ЗЯТЦ	- замкнутый ядерный топливный цикл
ИИИ	- источник ионизирующих излучений
КИРО	- комплексное инженерное и радиационное обследование
МАГАТЭ	- Международное агентство по атомной энергии
МРО	- металлические радиоактивные отходы
МЭД	- мощность эквивалентной дозы
АО «ОДЦ УГР»	- Акционерное общество «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов»
ОИАЭ	- объект использования атомной энергии
ОКБ «Гидропресс»	- Акционерное общество «Ордена Трудового Красного Знамени и ордена Труда ЧССР опытное конструкторское бюро «ГИДРОПРЕСС»
ОТВС	- облученная тепловыделяющая сборка
ОЯТ	- отработавшее ядерное топливо
ПГЗРО	- пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов
ПЗРО	- пункт захоронения радиоактивных отходов
ПХ	- пункт хранения
РАО	- радиоактивные отходы
САПР	- система автоматизированного проектирования
США	- Соединённые Штаты Америки
ТВС	- тепловыделяющая сборка
ТУК	- транспортный упаковочный контейнер
ФГУП «ГХК»	- Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат»
ФГУП «ПО «Маяк»	- Федеральное государственное унитарное предприятие «Производственное объединение «Маяк»
ФЦП ЯРБ-1	- Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года»
ФЦП ЯРБ-2	- Федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016 – 2020 годы и на период до 2030 года»
ЭКОМЕТ-С	- Акционерное общество «ЭКОМЕТ-С»
ЯРОО	- ядерно и радиационно опасный объект

ЯУ	- ядерная установка
НИЦ «Курчатовский институт»	- Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»
РФЯЦ-ВНИИЭФ	- Федеральное государственное унитарное предприятие Российский Федеральный Ядерный Центр Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики
ИАТЭ НИЯУ МИФИ	- Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» Обнинский институт атомной энергетики
РФЯЦ-ВНИИТФ	- Федеральное государственное унитарное предприятие «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина
БРЕСТ-ОД-300	- опытно-демонстрационный реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем электрической мощностью 300 МВт.
ВВЭР	- водо-водяной энергетический реактор
БН	- реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
ТВЭЛ	- тепловыделяющий элемент
ORNL	- Окриджская национальная лаборатория, США.
NNDC (BNL)	- Национальный центр ядерных данных (Брукхейвенская национальная лаборатория), США
NEA DATA BANK OECD	-
JAEA, Japan	- Агентство по атомной энергии Японии, Япония
CNDC, China	- Центр ядерных данных Китая, Китай
KAERI, Korea	- Научно-исследовательский институт атомной энергии Кореи, Корея
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»	- Акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»
ФЗ	– федеральный закон
РБМК	– реактор большой мощности канальный
АМБ	– атом мирный большой
ЭПП-6	– энергетический гетерогенный петлевой реактор с 6-ю петлями циркуляции теплоносителя

Список литературы

- 1 Федеральный закон от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ "Об использовании атомной энергии".
- 2 Дорофеев, А. Н. Стратегический мастер-план исследований в обоснование безопасности сооружения, эксплуатации и закрытия пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов / А. Н. Дорофеев, Л. А. Большов, И. И. Линге, С. С. Уткин, Е. А. Савельева // Радиоактивные отходы. — 2017. — № 1. — С. 32—41.
- 3 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Общие положения обеспечения безопасности атомных станций" (НП-001-15) (утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. N 522).
- 4 Курашвили, Ю.Б. Ядерная медицина в России: организационные проблемы и пути их решения / Ю. Б. Курашвили, А. Д. Каприн // Медицинская физика. - 2016. - № 2 (70). - С. 43-46.
- 5 Проблемы ядерного наследия и пути их решения. — Под общей редакцией Е.В. Евстратова, А.М. Агапова, Н.П. Лаверова, Л.А. Большова, И.И. Линге. — М., 2012. — 356 с. — Т.1.
- 6 Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Развитие системы обращения с радиоактивными отходами в России. — Под общей редакцией Л. А. Большова, Н. П. Лаверова, И. И. Линге. — М., 2013. — 392 с. — Т.2.
- 7 Проблемы ядерного наследия и пути их решения. Вывод из эксплуатации. — Под общей редакцией Л.А. Большова, Н.П. Лаверова, И.И. Линге. — М., 2015. — 316 с. — Т.3.
- 8 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».
- 9 Ровный, С. И. Современное состояние и пути совершенствования радиохимической технологии выделения и очистки урана и плутония / С. И. Ровный, П. П. Шевцев // Вопросы радиационной безопасности. – 2007.- № 2. - С. 5-13.

- 10 Бакин, Р. И. Программный комплекс оперативного расчета доз фотонного излучения за защитой от источников различной геометрической формы / Р. И. Бакин, А. А. Званцев, С. И. Илупин и др. // Известия Российской науки. Энергетика. Наука. - 2013. - № 5. - С. 129-135.
- 11 MICROSHIELD: [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://radiationsoftware.com/microshield/> - свободный
- 12 MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B / by ed. Judith F. Briesmeister: LA-12625-M. – USA, 1997.
- 13 X-5 Monte Carlo Team. MCNP—A general Monte Carlo n-particle transport code. LA-UR-03-1987, Version 5, Los Alamos National Laboratory 2003.
- 14 L. S. Waters, Ed., “MCNPX User’s Manual, Version 2.1.5,” LANL, TPO-E83_G-UG-X-00001, Rev. 0, 1999; MCNPX 2.1.5 Monte Carlo N-Particle Transport Code System for Multiparticle and High Energy Applications, RSICC Code Package CCC-705.
- 15 E. Mendoza and D. Cano-Ott. New evaluated neutron cross section libraries for the GEANT4 simulation package. CIEMAT, Madrid, Spain
- 16 Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0. Аттестационный паспорт программного средства № 61, выданный НТЦ ЯРБ ГАН РФ 17.10.96 г.
- 17 Алексеев, А.В. Использование программы MCU-RR для решения задач сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов / А. В. Алексеев, Ю. Е. Ванеев, Н. Ю. Марихин, В. В. Пименов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. - 2011. – Вып. 4. - С. 87-96.
- 18 Алексеев, Н. И. Программа MCU-PTR для прецизионных расчётов исследовательских реакторов бассейнового и бакового типов / Н. И. Алексеев, Е. А. Гомин, С. В. Марин и др. // Атомная энергия. – 2010. - Т. 109, вып. 3. - С. 123-129.
- 19 Гуревич, М.И. Характерные особенности MCU-FR / М. И. Гуревич, М. А. Калугин, Д. С. Олейник, Д. А. Шкаровский // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. - 2016. - Вып. 5. - С. 17–21.
- 20 Андросенко, А.А. Комплекс программ БРАНД для расчета переноса излучений методом Монте-Карло / А. А. Андросенко, П. А. Андросенко // Сб. ВАНТ, сер. Физика ядерных реакторов. - 1985. - Вып.7. - С. 33.

- 21 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».
- 22 Кандиев, Я. З. Адаптация программы ПРИЗМА к моделированию переноса нейтронов в активной зоне реактора ВВЭР / Я. З. Кандиев, Г. Н. Малышкин, Д. Г. Модестов и др. // 19-й семинар «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Нейтроника 2008» : сб. докладов – Обнинск, 2008.
- 23 КАСКАД-С-3.0 – программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в двумерной геометрии: отчет о НИР / М: ИПМ им. М. В. Келдыша РАН, 2014.
- 24 КАТРИН-2.5 – программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения методом дискретных ординат в трехмерной геометрии. Инструкция для пользователя: отчет о НИР / Волощенко А. М., Крючков В. П. – М: ИПМ им. М. В. Келдыша РАН. 2011.
- 25 Басс, Л. П. Радуга-5.1 и Радуга-5.1(П) – программы для решения стационарного уравнения переноса в 2-х и 3-х мерных геометриях на одно- и многопроцессорных ЭВМ / Л. П. Басс, Т. А. Гермогенова, О. В. Николаева, В. С. Кузнецов // Нейтроника-2001 : сб. докладов семинара. – Обнинск, 30 октября – 2 ноября 2001 г.
- 26 W. W. Engle Jr., and F. R. Mynatt, "A Comparison at Two Methods of Inner Iteration Convergence Acceleration in Discrete Ordinates Codes," Transactions of ANS, Volume II, No. 1 (June 1968).
- 27 W.A. Rhoades: The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code ORNL-6268 (November 1987).
- 28 Douglas O'Dell and Raymond E. Alcouffe: Transport Calculations for Nuclear Analyses: Theory and Guidelines for Effective Use of Transport Codes LA-10983-MS and UC-32 (September 1987).
- 29 J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen, V. Valtavirta, and T. Kaltiaisenaho. "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.
- 30 D. L. Poston, and H. R. Trellue, "User's Manual, Version 2.0 for MONTEBURNS Version 1.0," LA-UR-99-4999 (September 1999).

31 RA Forrest, 'FISPACT-2001: User manual', UKAEA FUS 450, 2001. P.P.H. Wilson, D.L. Henderson. ALARA: Analytic and Laplacian Adaptive Radioactivity Analysis. Report UWFDМ-1070, 1998.

32 Блохин, А. И. Расчётный комплекс АСДАМ-2.0 для исследований ядерных физических свойств материалов в условиях нейтронного облучения / А. И. Блохин, Н. А. Дёмин, В. Н. Манохин и др. // Вопросы атомной науки и техники, сер. Материаловедение и новые материалы. – 2015. – Вып. 3 (82). – С. 81-109.

33 (Ed.) M.Herman: "ENDF-102, ENDF-6 DATA FORMATS AND PROCEDURES FOR THE EVALUATED NUCLEAR DATA FILE ENDF-VII," BNL-NCS 44945-01/04-Rev (2005).

34 S.T. Perkins and D.E. Cullen, "ENDL Type Formats for the LLNL Evaluated Atomic Data Library, EADL, for the Evaluated Electron Data Library, EEDL, and for the Evaluated Photon Data Library, EPDL," Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-ID-117796, July 1994.

35 M. B. Chadwick, M. Herman, P. Oblozinsky, et al., "ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data", Nuclear Data Sheets, 112(12):2887-2996 (2011).

36 M.B. Chadwick, P. Oblozinsky, M. Herman at al., "ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology", Nuclear Data Sheets, vol. 107, pp. 2931-3060, 2006.

37 (Ed) A.Santamarina, D.Bernard, Y.Rugama: "The JEFF-3.1.1 Nuclear Data Library," JEFF Report 22 (2009). The JEFF-3.3 version see website: www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/.

38 NUDAT-2.7: [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.nndc.bnl.gov/nudat2/> - свободный

39 Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 "Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009" (утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 7 июля 2009 г. N 47).

40 LenBass, PaulClements, and Rick Kazman, Software Architecture in Practice, Second Edition (Лен Басс, Пол Клементс и Рик Кацман , Практическая архитектура программного обеспечения, второе издание), издательство Addison Wesley 2003 год.

41 Блохин, П. А. Специализированный графический редактор для разработки трехмерных моделей ЯРОО и конвертации геометрических параметров в формат монте-карловских программ / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, И. В. Сипачёв // Препринт Ин-т проблем

безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2018-05. — М. : ИБРАЭ РАН, 2018. — 11 с.

42 Пляскин, В. И. Справочно-информационные интерактивные системы ядерно-физических данных для различных приложений / В. И. Пляскин, Р. А. Косилов. — М.: Энергоатомиздат, 2002. — 375 с.: илл.

43 Блохин, Д. А. Формирование источника энергосвечения на основе радиационных характеристик радионуклидов из библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. / Д. А. Блохин, П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Научная сессия НИЯУ МИФИ-2011 : сб. аннотаций докладов — М, 2011. — С. 202.

44 M.R. Bart. Evaluated Nuclear Structure Data File (ENSDF). Proc. Of International Conference on Nuclear Data for Science and technology, Julich, May 13-17, 1991, p. 817 (1992). [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <http://www.nndc.bnl.gov/ensdf/> - свободный

45 Машкович В. П. Защита от ионизирующих излучений / В. П. Машкович, А. В. Кудрявцева. - М. : Энергоатомиздат, 1995.

46 Блохин, П. А. Формирование источника гамма-излучения радионуклидов на основе радиационных характеристик библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова, И. В. Сипачев // Вопросы атомной науки и техники, серия: Ядерные константы. — 2010. — Вып.1-2. — С. 67-80.

47 Блохин, П. А. Формирование гамма-источника облученного ядерного топлива на основе современных библиотек ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2011-04. — 2011. — 31 с.

48 Блохин, П. А. Моделирование гамма-источника облученного ядерного топлива / П. А. Блохин // Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2011-03. Сборник трудов XII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. — 2011. — С. 25-28.

49 Блохин, П. А. Формирование спектральных характеристик облученного ядерного топлива / П. А. Блохин // Молодежная отраслевая научно-техническая конференция «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем» : сб. докладов. — Москва, 2011.

50 Blokhin P., Mitenkova E. Test of decay data by means of decay heat calculation for U235 and Pu239 isotopes. Book of abstracts NEMEA-6 Workshop on nuclear measurements, evaluations and applications, 2010 y, p. 6.

51 Блохин, П. А. Формирование спектральных характеристик облученного ядерного топлива / П. А. Блохин // IX Курчатовская молодежная научная школа : сб. анн. работ – Курчатов, 2011. – С. 11.

52 Блохин, П. А. Спектр гамма-излучения отработанного ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // XII Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров 2011» : сб. анн. – Москва, 2011. – С. 4-85.

53 Блохин, П. А. Моделирование γ -источника с помощью программы GRAYS / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Препринт ИБРАЭ №IBRAE-2012-02 Сборник трудов XIII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. – Москва, 2012. – С. 27-30.

54 Блохин, П. А. Описание программного комплекса GRAYS для формирования гамма-источника / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2012-06. - Москва, 2012. – 28 с.

55 Блохин, П.А. Описание программного комплекса GRAYS для формирования гамма-источника / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Научная сессия МИФИ-2013. Аннотации докладов. Том 1. –Москва, 2013. – С. 220.

56 Линге, И.И. Сквозной расчет радиационных характеристик отработавших тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000 / И. И. Линге, Е. Ф. Митенкова, Н. В. Новиков // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов . — 2011. — № 1. — С. 46—62.

57 The Visual Editor for MCNP [Электронный ресурс] – Режим доступа: <http://www.mcnpvised.com/visualeditor/visualeditor.html> – свободный.

58 Блохин, П. А. Разработка и реализация алгоритмов конвертации данных из САПР-моделей объектов в формат программы TDMCC / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, А. С. Димитриев // 10-я юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» : сб. тез. докл. – Москва, Обнинск, 2015. – С. 11.

59 Блохин, П. А. Алгоритм автоматизации подготовки исходных данных для программ моделирования переноса ионизирующих излучений / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, И. В. Сипачёв // Препринт. Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2017-07. — М. : ИБРАЭ РАН, 2017. — 11 с.

60 Блохин, А. И. Программный комплекс CORIDA для прогнозирования характеристик источников ионизирующего излучения и создаваемых ими радиационных

полей / А. И. Блохин, П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, И. В. Сипачев // Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики : материалы докладов IV научно-практической конференции с международным участием - Калининград, 2017. С. 16-22.

61 Блохин, П. А. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования характеристик источников ионизирующих излучений и создаваемых ими радиационных полей / П. А. Блохин, А. И. Блохин, Ю. Е. Ванеев, П. А. Кизуб, И. В. Сипачёв // Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2018-06). — М. : ИБРАЭ РАН, 2018. — 16 с.

62 Блохин, П. А. Верификация программы TDMCC применительно к объектам ядерного наследия / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев // 10-я юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» : сб. тезисов докладов – Москва, Обнинск, 2015. – С. 12.

63 John L. Yarnell, Philip J. Bendt. Calorimetric Fission Product Decay Heat Measurements for ²³⁹Pu, ²³³U, and ²³⁵U. Prepared for Office of Nuclear Regulatory Research US Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555, Report NUREG/CR-0349 (LA-7452-MS Informal Report), 1978.

64 K. Dickens et al. Nucl.Sci. Eng., vol 74, p. 106(1980), vol.78, p.126 (1981).

65 E.H.Seabury et al. Proc. of Int. Conf. on Nucl.Data for Science and Technology, May 19-24, 1997, Trieste, p.835 (1997).

66 M.Akiyama et al. Jour. At.En.Soc., vol.24, №9, p.709 and №10, p.803 (1982).

67 J.-C. Sublet, F.Maekawa. Decay Power: A Comprehensive Experimental Validation. Report CEA-R-6213, 2009, France.

68 A. Kumar, Y. Ikeda, M.A. Abdou et al. Induced Radioactivity measurements in Fusion Neutron Environment. Joint report of USDOE/JAERI collaborative program on fusion neutronics. Report UCLA-ENG-91-32, 1993, LA, USA (see also as a report JAERI-M-93-018).

69 Блохин, А. И. Измерения гамма-излучения образцами конструкционных материалов в нейтронных полях реактора БР-10. / А. И. Блохин, И. В. Сипачев, Д. А. Блохин, В. М. Чернов // Сб. ВАНТ, сер. МиНМ. – 2016. – Вып. 4 (87). – С. 13-33.

70 B. Duchemin, C. Nordborg. Decay Heat Calculation – An International Nuclear Code Comparison. NEACRP-319 “L”, France, 1989.

71 JEFF-3.2: [Электронный ресурс]. – Режим доступа: https://www.oecd-neo.org/dbforms/data/eva/evatapes/jeff_32/ - свободный.

- 72 NEA Nuclear Data High Priority Request List [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.oecd-nea.org/dbdata/hprl/> - свободный.
- 73 WPEC Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation [Электронный ресурс].- Режим доступа: <https://www.oecd-nea.org/science/wpec/> - свободный.
- 74 A.J. Koning et al. (2011), Status of the JEFF Nuclear Data Library, Journal of the Korean Physical Society, Vol. 59, No. 2, pp. 1057-1062, August 2011.
- 75 J.-C. Sublet, F.Maekawa. Decay Power: A Comprehensive Experimental Validation. Report CEA-R-6213, 2009, France.
- 76 A.J.-C. Sublet, Mark R. Gilbert. Decay heat validation, FISPACT-II & TENDL-2013,-2012 and EAF-2010 nuclear data libraries. Report CCFE-R(14)21, 2014, Culham Science Centre, Abingdon, United Kingdom.
- 77 Блохин, А. И. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ / А. И. Блохин, П. А. Блохин, И. В. Сипачев // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.
- 78 Детализированный анализ состояния мероприятий Программы по радиационным и экологическим параметрам. Прогноз состояния ЯРБ в России на основе комплексной междисциплинарной оценки. Этап 2016 г. Этап 3 (промежуточный) : отчет о НИР / Линге И. И. – М: ИБРАЭ РАН, 2016. – 299 с.
- 79 Горохов, А. К. Обоснование нейтронно-физической и радиационной частей проектов ВВЭР / А. К. Горохов, Ю. Г. Драгунов, Г. Л. Лунин, А. Н. Новиков, В. И. Цофин, Ю. А. Ананьев - М. : ИздАТ, 2004.
- 80 Колобашкин, В. М. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник / В. М. Колобашкин, П. М. Рубцов, П. А. Ружанский, В. Д Сидоренко - М. : Энергоатомиздат, 1983. – 385 с.
- 81 Блохин, П. А. К вопросу о перспективах обращения с ОЯТ на БиАЭС / П. А. Блохин, И. И. Линге // Седьмая Российская молодежная школа по радиохимии и ядерным технологиям : тезисы докладов. – Озерск, 2016. – С. 138-140.
- 82 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).

- 83 ГОСТ 25192-2012. Бетоны. Классификация и общие технические требования. – М.: Стандартиформ, 2013.
- 84 Бобков, В. П. Справочник по свойствам материалов для перспективных реакторных технологий. Том 5. Свойства реакторных сталей и сплавов / В. П. Бобков, А. И. Блохин, В. Н. Румянцев, В. А. Соловьев, В. П. Тарасиков; под общ. ред. д. т. н., проф. В. М. Поплавского. – М.: Издательство по атомной технике (ИздАТ), 2014.
- 85 Горохов, А.К. Обоснование нейтронно-физической и радиационной частей проектов ВВЭР / А. К. Горохов, Ю. Г. Драгунов, Г. Л. Лунин, А. Н. Новиков, В. И. Цофин, Ю. А. Ананьев. - М.: ИздАТ, 2004.
- 86 Александрова, Т. А. Анализ данных по радионуклидному составу РАО в контексте оценки долговременной безопасности их захоронения / Т. А. Александрова, П. А. Блохин, А. А. Самойлов, А. В. Курындин // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 44—51.
- 87 Блохин, П. А. Радиологическое обоснование контроля содержания радионуклидов в контексте обеспечения долговременной безопасности пунктов захоронения / П. А. Блохин, А. А. Самойлов // Мед. радиология и радиац. безопасность. – 2017. – Т. 62. – № 4. – С. 17–23.
- 88 Блохин, П. А. Радиологически значимые радионуклиды в составе РАО АЭС в контексте долговременной безопасности / П. А. Блохин, А. А. Самойлов // IV научно-практическая конференция с международным участием : мат. докладов «Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики» – Калининград, 2017. – С. 22-26.
- 89 Самойлов, А. А. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов / А. А. Самойлов, П. А. Блохин и др. // Вопросы радиационной безопасности. – 2017. - № 3. - С. 21-31.
- 90 Скачек, М. А. Обращение с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами АЭС : учебное пособие для вузов / М. А. Скачек. – М. : Издательский дом МЭИ, 2007. – 448 с.: ил.
- 91 Черемисин, П. И. Обращение с металлическими отходами, загрязненными радиоактивными веществами / П. И. Черемисин // Рециклинг отходов. – 2008. - № 2 (14). - С. 2-5.

92 АО «ЭКОМЕТ-С» [Электронный ресурс].- Режим доступа: <http://www.ecomet-s.ru/> - свободный.

93 ДЕРЕЖЕЛЬ, К. Опыт обращения с радиоактивными отходами, полученный при демонтаже ядерных установок во Франции: зонирование отходов, сортировка и сжигание горючих радиоактивных отходов, переплав и рециклирование металлических радиоактивных отходов [Электронный ресурс]. - Режим доступа: http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/CEG/documents/ws052005_10R.pdf - свободный.

94 Гелбутовский, А. Б. Опыт переработки металлических РАО [Электронный ресурс]. - Режим доступа: <http://atomicexpert-old.com/sites/default/files/library-pdf/121122%20-%20%D0%AD%D0%BA%D0%BE%D0%BC%D0%B5%D1%82-C%20-%20%D0%9E%D0%BF%D1%8B%D1%82%20%D0%BF%D0%B5%D1%80%D0%B5%D1%80%D0%B0%D0%B1%D0%BE%D1%82%D0%BA%D0%B8%20%D0%BC%D0%B5%D1%82%D0%B0%D0%BB%D0%BB%D0%B8%D1%87%D0%B5%D1%81%D0%BA%D0%B8%D1%85%20%D0%A0%D0%90%D0%9E.pdf> – свободный.

95 Гатауллин, Р. М. Контейнеры для радиоактивных отходов низкого и среднего уровней активности: монография / Р. М. Гатауллин, Н. Н. Давиденко, Н. В. Свиридов и др.; под ред. В. Т. Сорокина. – М.: Логос, 2012. – 256 с. с илл.

96 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии "Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов" (НП-053-16) (утв. приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 сентября 2016 г. N 388).

97 Блохин, П.А. Оценка возможности повторного использования металлических радиоактивных отходов в атомной промышленности / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, С. В. Панченко // Атомная энергия. - ???- Т. 117. - Вып.2. - С. 81-85.

98 Блохин, П. А. К вопросу обоснования повторного использования металлических отходов, содержащих радионуклиды / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, С. В. Панченко // VII Съезд по радиационным исследованиям (радиобиология, радиоэкология, радиационная безопасность) : тезисы докладов. - Москва, 2014. – С. 366.

99 Блохин, П. А. Оценка возможности повторного использования металлических отходов, содержащих радионуклиды / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев // 10-я юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» : сб. тезисов докладов – Москва, Обнинск, 2015. – С. 177.

- 100 Блохин, П. А. Модули расчета радиационных полей в составе программно-информационного комплекса ПРОН / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев // Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2013-03. Сборник трудов XIV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. – М., 2013. – С. 39-42.
- 101 Блохин, П. А. Разработка программно-технического комплекса ОБОЯН / П. А. Блохин // Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2014-02. Сборник трудов XV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. – М., 2013. – С. 38-41.
- 102 Блохин, П. А. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия / П. А. Блохин, Д. В. Крючков, С. С. Уткин, И. И. Линге // Третья международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики: тезисы докладов. = Innovative designs and technologies of fuel power (ISTC NIKIET-2014): Book of abstract6. - М. : ОАО «НИКИЭТ». 2014. – С. 208-209.
- 103 Блохин, П. А. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия / П. А. Блохин, Д. В. Крючков, С. С. Уткин, И. И. Линге // Третья международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» : сб. докладов - М. : ОАО «НИКИЭТ», 2014. – Т.2. – С. 251-258.
- 104 Блохин, П. А. Применение программно-технического комплекса ОБОЯН в задачах оценки безопасности и планирования работ по ОЯН / П. А. Блохин, Д. В. Крючков // 10-я юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» : сб. тезисов докладов – Москва, Обнинск, 2015 – С. 158.
- 105 Блохин, П. А. Программный комплекс для обоснования радиационной безопасности объектов ядерного наследия / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, В. Д. Ковальчук, Д. В. Крючков // XVI Международная конференция «Супервычисления и математическое моделирование» : сб. тезисов - Саров, 2016. – С. 30-31.
- 106 Блохин, П. А. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, В. Д. Ковальчук, Д. В. Крючков, В. В. Мевиус // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 4. – С. 55-66.
- 107 P.A. Blokhin, Yu.E. Vaneev, V.D. Kovalchuk, D.V. Kryuchkov, V.V. Mevius, SOFTWARE AND HARDWARE PACKAGE FOR JUSTIFICATION OF SAFETY OF NUCLEAR LEGACY FACILITIES // Nuclear Energy and Technology 000 (2017) 1–7 (<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2452303817300092>).

ОСНОВНЫЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

- 1 Блохин, П. А. Формирование источника гамма-излучения радионуклидов на основе радиационных характеристик библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1 / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова, И. В. Сипачев // Вопросы атомной науки и техники, серия: Ядерные константы. - 2010. - Вып.1-2. - С. 67-80.
- 2 Блохин, П.А. Формирование гамма-источника облученного ядерного топлива на основе современных библиотек ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2011-04. – 2011. – 31 с.
- 3 Блохин, П. А. Моделирование гамма-источника облученного ядерного топлива / П. А. Блохин // Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2011-03. Сборник трудов XII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. – 2011. – С. 25-28.
- 4 Блохин П.А. Формирование спектральных характеристик облученного ядерного топлива. Сборник докладов Молодежной отраслевой научно-технической конференция «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем», 2011 г.
- 5 Blokhin P., Mitenkova E. Test of decay data by means of decay heat calculation for U235 and Pu239 isotopes. Book of abstracts NEMEA-6 Workshop on nuclear measurements, evaluations and applications, 2010 y, p. 6.
- 6 Блохин Д.А., Блохин П.А., Митенкова Е.Ф Формирование источника энерговыделения на основе радиационных характеристик радионуклидов из библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. Сборник аннотаций докладов научной сессии НИЯУ МИФИ-2011, 2011 г., С. 202.
- 7 Блохин, П. А. Формирование спектральных характеристик облученного ядерного топлива / П. А. Блохин // IX Курчатовская молодежная научная школа : сб. анн. работ – Курчатов, 2011. – С. 11.
- 8 Блохин, П. А. Спектр гамма-излучения отработанного ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // XII Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров 2011» : сб. анн. – Москва, 2011. – С. 84-85.
- 9 Блохин, П. А. Моделирование γ -источника с помощью программы GRAYS / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Препринт ИБРАЭ №IBRAE-2012-02 Сборник трудов XIII научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. – Москва, 2012. – С. 27-30.

- 10 Блохин, П. А. Описание программного комплекса GRAYS для формирования гамма-источника / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2012-06. – Москва, 2012. – 28 с.
- 11 Блохин, П.А. Описание программного комплекса GRAYS для формирования гамма-источника / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова // Научная сессия МИФИ-2013. Аннотации докладов. Том 1. –Москва, 2013. – С. 220.
- 12 Блохин, П. А. Модули расчета радиационных полей в составе программно-информационного комплекса ПРОН / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев // Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2013-03. Сборник трудов XIV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. – М., 2013. – С. 39-42.
- 13 Блохин, П. А. Разработка программно-технического комплекса ОБОЯН / П. А. Блохин // Препринт ИБРАЭ РАН № IBRAE-2014-02. Сборник трудов XV научной школы молодых ученых ИБРАЭ РАН. – М., 2013. – С. 38-41.
- 14 Блохин, П. А. Оценка возможности повторного использования металлических радиоактивных отходов в атомной промышленности / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, С. В. Панченко // Атомная энергия. – 2014. – Т. 117. – Вып.2. – С. 81-85.
- 15 Блохин, П. А. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия / П. А. Блохин, Д. В. Крючков, С. С. Уткин, И. И. Линге // Третья международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики: тезисы докладов. = Innovative designs and technologies of fuel power (ISTC NIKIET-2014): Book of abstract6. - М. : ОАО «НИКИЭТ». 2014. – С. 208-209.
- 16 Блохин, П. А. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия / П. А. Блохин, Д. В. Крючков, С. С. Уткин, И. И. Линге // Третья международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» : сб. докладов - М. : ОАО «НИКИЭТ», 2014. – Т.2. – С. 251-258.
- 17 Блохин, П. А. К вопросу обоснования повторного использования металлических отходов, содержащих радионуклиды / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, С. В. Панченко // VII Съезд по радиационным исследованиям (радиобиология, радиоэкология, радиационная безопасность) : тезисы докладов. - Москва, 2014. – С. 366.
- 18 Блохин, П. А. Разработка и реализация алгоритмов конвертации данных из САПР-моделей объектов в формат программы TDMCC / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, А. С.

Димитриев // 10-я юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» : сб. тез. докл. – Москва, Обнинск, 2015. – С. 11.

19 Блохин, П. А. Верификация программы TDMCC применительно к объектам ядерного наследия / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев // 10-я юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» : сб. тезисов докладов – Москва, Обнинск, 2015. – С. 12.

20 Блохин, П. А. Применение программно-технического комплекса ОБОЯН в задачах оценки безопасности и планирования работ по ОЯН / П. А. Блохин, Д. В. Крючков // 10-я юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» : сб. тезисов докладов – Москва, Обнинск, 2015 – С. 158.

21 Блохин, П. А. Оценка возможности повторного использования металлических отходов, содержащих радионуклиды / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев // 10-я юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» : сб. тезисов докладов – Москва, Обнинск, 2015. – С. 177.

22 Блохин, П. А. К вопросу о перспективах обращения с ОЯТ на БиАЭС / П. А. Блохин, И. И. Линге // Седьмая Российская молодежная школа по радиохимии и ядерным технологиям : тезисы докладов. – Озерск, 2016. – С. 138-140.

23 Блохин, П. А. Программный комплекс для обоснования радиационной безопасности объектов ядерного наследия / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, В. Д. Ковальчук, Д. В. Крючков // XVI Международная конференция «Супервычисления и математическое моделирование» : сб. тезисов - Саров, 2016. – С. 30-31.

24 Блохин, П. А. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, В. Д. Ковальчук, Д. В. Крючков, В. В. Мевиус // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 4. – С. 55-66.

25 P.A. Blokhin, Yu.E. Vaneev, V.D. Kovalchuk, D.V. Kryuchkov, V.V. Mevius, SOFTWARE AND HARDWARE PACKAGE FOR JUSTIFICATION OF SAFETY OF NUCLEAR LEGACY FACILITIES // Nuclear Energy and Technology 000 (2017) 1–7 (<http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S2452303817300092>).

26 Блохин, П. А. Радиологическое обоснование контроля содержания радионуклидов в контексте обеспечения долговременной безопасности пунктов захоронения

/ П. А. Блохин, А. А. Самойлов // Мед. радиология и радиац. безопасность. – 2017. – Т. 62. – № 4. – С. 17–23.

27 Самойлов, А. А. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов / А. А. Самойлов, П. А. Блохин и др. // Вопросы радиационной безопасности. – 2017. - № 3. - С. 21-31.

28 Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Сипачёв И.В. Алгоритм автоматизации подготовки исходных данных для программ моделирования переноса ионизирующих излучений / П.А. Блохин, — Препринт / Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2017-07). — М. : ИБРАЭ РАН, 2017. — 11 с.

29 Блохин, А. И. Программный комплекс CORIDA для прогнозирования характеристик источников ионизирующего излучения и создаваемых ими радиационных полей / А. И. Блохин, П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, И. В. Сипачев // Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики : материалы докладов IV научно-практической конференции с международным участием - Калининград, 2017. С. 16-22.

30 Блохин, П. А. Радиологически значимые радионуклиды в составе РАО АЭС в контексте долговременной безопасности / П. А. Блохин, А. А. Самойлов // IV научно-практическая конференция с международным участием : мат. докладов «Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики» – Калининград, 2017. – С. 22-26.

31 Блохин, П. А. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования характеристик источников ионизирующих излучений и создаваемых ими радиационных полей / П. А. Блохин, А. И. Блохин, Ю. Е. Ванеев, П. А. Кизуб, И. В. Сипачёв // Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2018-06). — М. : ИБРАЭ РАН, 2018. — 16 с.

32 Блохин, П. А. Специализированный графический редактор для разработки трехмерных моделей ЯРОО и конвертации геометрических параметров в формат монтекарловских программ / П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, И. В. Сипачёв // Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № IBRAE-2018-05. — М. : ИБРАЭ РАН, 2018. — 11 с.

33 Блохин, А. И. Возможности расчетного кода TRACT для решения задач характеристики радионуклидного состава РАО и ОЯТ / А. И. Блохин, П. А. Блохин, И. В. Сипачев // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.

34 Александрова, Т. А. Анализ данных по радионуклидному составу РАО в контексте оценки долговременной безопасности их захоронения / Т. А Александрова, П. А. Блохин, А. А. Самойлов, А. В. Курындин // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 44—51.