

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки  
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**

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

Автореферат диссертации на соискание учёной степени  
кандидата технических наук

Москва - 2019

Работа выполнена в Федеральном государственном бюджетном учреждении науки Институте проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук.

Научный руководитель: доктор технических наук  
Линге Игорь Иннокентьевич.

Официальные оппоненты: Иванов Олег Петрович, доктор физико-математических наук, начальник Управления средств и методов диагностики Управления «Реабилитация» ККРН НИЦ «Курчатовский институт».

Мокров Юрий Геннадьевич, доктор технических наук, советник генерального директора ФГУП «ПО «Маяк» по науке и экологии

Ведущая организация: Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».

Защита состоится 13 июля 2019 г. в 14 на заседании диссертационного совета Д 002.070.01 на базе Федерального государственного бюджетного учреждения науки Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук по адресу: 115191, г. Москва, ул. Б. Тульская, д. 52.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Федерального государственного бюджетного учреждения науки Института проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук и на сайте <http://ibrae.ac.ru/contents/359/>

Автореферат разослан «\_\_» \_\_\_\_\_ 2019 г.

Ученый секретарь  
диссертационного совета  
к. т. н.



В. Е. Калантаров

## ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

### 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. Первые подходы к решению вопросов расчетного обеспечения ВЭ ОИАЭ в общих чертах начали прорабатываться более 30 лет назад (В.П. Машкович, И.А. Енговатов, Б.К. Былкин и др.), после этого, ввиду отсутствия практических потребностей интенсивность работ снизилась. Однако, уже на протяжении более чем 10 лет как ситуация коренным образом поменялась. Работы по ВЭ ОИАЭ и захоронению РАО предъявляют к расчетному обеспечению новые требования, которые, в основном, сосредоточены в детализированном учете геометрии объекта и оценке содержания важных для захоронения радионуклидов.

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 методическое и программное обеспечение до последнего времени не разрабатывалось на должном уровне. Поэтому появляется необходимость в разработке нового методического и программного обеспечений.

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 на этапе проектирования ОИАЭ, где считаются заданными их ключевые параметры

(геометрия, характеристики источников ионизирующих излучений и т. д.), а неопределенности носят прогнозируемый характер. При решении задач ЗСЖЦ, где 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, необходима 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 объектов ядерной техники, и количества публикаций, учитывающих отклонения от проектных параметров эксплуатации объектов, определяется значениями порядка 1000.

Таким образом, для решения задач ЗСЖЦ актуально создание специализированного инструментария, состоящего из взаимосвязанного набора программных средств, константного и методического обеспечения.

### **Цели и задачи исследования**

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 инструментарю 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

расчётной 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  $^{60}\text{Co}$ ) 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 УТР» 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.

#### **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.

### **Степень достоверности**

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.

### **Личный вклад автора заключается 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.

### **Апробация работы и публикации**

Материалы диссертации докладывались на следующих мероприятиях:

- XII-XVI научные школы молодых ученых ИБРАЭ РАН, г. Москва, 2011-2015 гг.;
- Молодежная отраслевая научно-техническая конференция «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем», г. Нижний Новгород, 12-13 октября 2011 г.;
- NEMEA-6 Workshop on nuclear measurements, evaluations and applications, Poland, Krakow, 25-28 October 2010;
- научные сессии НИЯУ МИФИ-2011, 2013, г. Обнинск, 2011 г., 2013 г.;
- IX Курчатовская молодежная научная школа, г. Москва, 22-25 ноября 2011 г.;
- XII Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров 2011», г. Обнинск, 5-9 октября 2011 г.;
- Третья международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», г. Москва, 7-10 октября 2014 г.;
- VII Съезд по радиационным исследованиям (радиобиология, радиэкология, радиационная безопасность), г. Москва, 21-24 октября 2014 г.;
- X юбилейная Российская конференция «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» г. Москва – г. Обнинск, 22-25 сентября 2015 г.;
- Седьмая Российская молодежная школа по радиохимии и ядерным технологиям, г. Озерск, 12-16 сентября 2016 г.;
- XVI Международная конференция «Супервычисления и математическое моделирование», Саров, 3-7 октября 2016 г.;
- IV научно-практическая конференция с международным участием «Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики», г. Калининград, 19-20 октября 2017 г.;
- Отраслевой семинар «Актуальные вопросы обеспечения радиационной безопасности и совершенствования нормативной правовой базы», 24-27 ноября 2014 г., Обнинск.;
- VII международный форум «АТОМЭКСПО 2015», 1–3 июня 2015 г., г. Москва;
- VIII международный форум «АТОМЭКСПО-2016», 30 мая – 1 июня 2016 г., г. Москва;
- Научно-технический семинар «Проблемы переработки и кондиционирования РАО при приведении к критериям приемлемости», г. Санкт-Петербург, 26-30 июня 2017 г.

**Публикации.** По теме диссертации опубликовано 23 научные работы, из них 8 статей в специализированных изданиях, включая 3 статьи в журналах по перечню ВАК Минобрнауки России, 5 препринтов и 10 докладов на российских и международных конференциях и семинарах.

**Структура и объем работы.** Диссертация состоит из введения, 4 глав, заключения, списка литературы из 107 библиографических ссылок. Общий объем работы составляет 120 страниц основного текста, включая 40 таблиц и 63 рисунка, в том числе, графики.

## **СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ**

Во введении обоснована актуальность темы диссертационной работы, сформулированы её основная цель, задачи, научная новизна, практическая значимость, основные положения, выносимые на защиту, степень достоверности, личный вклад автора, апробация и публикации.

Глава 1. Последовательно представлены все аспекты, необходимые для формулировки цели и задач исследования, путей их решения.

Раздел 1.1. Обозначена роль расчетных программ при решении задач радиационной безопасности и защиты. Показано, что в части расчетного обоснования работ, связанных с ЗСЖЦ ОИАЭ, наблюдается значительное отставание по отношению к обоснованиям проектов создания новых объектов. Сформулированы основные направления исследований, где требуется совершенствование методической базы и программных средств:

- 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.

В завершении раздела сформулированы основные требования к расчетно-методическому инструментарию.

В разделе 1.2 приводится обзор современного состояния российских и зарубежных расчетных программ и константного обеспечения для моделирования полей ионизирующих излучений и радиационных характеристик ОЯТ и РАО.

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. С учетом специфики рассматриваемой проблематики, связанной с многообразием конфигураций исследуемых объектов, наиболее эффективными являются прецизионные программы, реализующие методы Монте-Карло (МК-программы).

Из отечественных разработок наиболее подходящими для расчета переноса ионизирующих излучений при решении «защитных» задач признаны



программы TDMCC и MCU-FR, которые верифицированы на представительном наборе бенчмарк экспериментов. При этом в качестве базового расчетного средства выбрана наиболее продвинутая в части верификации и аттестации программа TDMCC, для удобства использования которой необходимо автоматизировать процесс подготовки расчетных моделей.

Для моделирования радиационных характеристик ОЯТ и РАО используются программы нуклидной кинетики, которые нацелены на получение данных по радионуклидному составу ОЯТ и активированных конструкционных материалов. С учетом потребностей в более широком наборе рассчитываемых функционалов (энерговыведение, характеристики  $\gamma$ - и нейтронных источников, изменение состава при сверхдолгих временах выдержки и т.д.) необходимо создать специализированный модуль нуклидной кинетики, отвечающий этим требованиям, и подготовить для него константное обеспечение.

В разделе 1.3 обоснованы и сформулированы цель и задачи диссертационного исследования.

Глава 2 посвящена описанию разработки расчетно-методического инструментария.

На основании данных, приведенных в главе 1, а также современных подходов, применяемых при разработке программных средств, разработана архитектура расчетного инструментария, описаны состав и функции основных модулей (раздел 2.1).

В разделе 2.2 приведено описание разработки модуля нуклидной кинетики, начиная от математической модели и различных алгоритмов и заканчивая формированием библиотек ядерных данных.

В алгоритме расчета динамики энерговыведения ОЯТ и РАО 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 скорость энерговыведения вычисляется как:

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

где:  $W(t)$  - скорость энерговыведения, МэВ/с;  $L$  – рассматриваемое число нуклидов;  $\langle E_i \rangle$  – полная выделяющаяся энергия на один распад нуклида, МэВ;  $\lambda_i$  – постоянная распада,  $\text{с}^{-1}$ ;  $N_i(t)$  – число нуклидов типа  $i$  в момент времени  $t$ .

При этом  $\langle E_i \rangle$  представлена в виде трех компонент:

$$\langle E_i \rangle = \langle E_{LP} \rangle_i + \langle E_{HP} \rangle_i + \langle E_{EM} \rangle_i,$$

где:  $\langle E_{LP} \rangle$  – энергия легких частиц ( $\beta^-$ ,  $\beta^+$ , конверсионные электроны, Оже-электроны);  $\langle E_{HP} \rangle$  – энергия тяжелых частиц (нейтроны, протоны, альфа-частицы, ядра отдачи);  $\langle E_{EM} \rangle$  – энергия электромагнитного излучения.

Для представления характеристик  $\gamma$ -излучения в формате МК-программы разработаны ПС, в которых базовой информации о «распадных» данных (Decay Data) служат файлы библиотек оцененных ядерных данных.

Выходы  $\gamma$ -квантов с энергией  $E_{\gamma k}$  для всех радионуклидов в единице массы ОЯТ и РАО с учетом нормировки определяют полный спектр  $\gamma$ -квантов:

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

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  $E_{\gamma k}$  из нуклида  $i$  (распад)<sup>-1</sup>;  $L$  – число нуклидов в смеси;  $M_i$  – полное число гамма-линий при распаде нуклида  $i$ .

Основными источниками информации о радиационных характеристиках радионуклидов являются различные национальные и международные библиотеки оцененных ядерных данных JEFF, ENDF/B, JENDL и др., а также международная библиотека по спектроскопическим данным ENSDF.

Расчет активации и трансмутации должен быть обеспечен набором библиотек ядерных данных:

- микроскопических сечений взаимодействия нейтронов с изотопами облучаемых материалов;
- радиационных констант радиоактивных ядер;
- выходов продуктов деления 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; энергия таких гамма-квантов простирается до 12 МэВ;
- нейтронов из ( $\alpha, n$ ) реакции, протекающей на легких ядрах;
- нейтронов из ( $\gamma, n$ ) и ( $\gamma, f$ ) реакций, протекающих на делящихся изотопах.

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

- выходами продуктов деления при спонтанном делении актинидов;
- сечениями ( $\alpha, n$ ) реакций на изотопах, энергетический порог которых не превышает максимальной энергии альфа-частиц в 7 МэВ;
- сечениями ( $\gamma, n$ ) и ( $\gamma, f$ ) реакций, протекающих на делящихся изотопах.

На основе анализа современного состояния оцененных ядерно-физических данных, подготовленных в национальных и международных центрах, сформированы требуемые наборы ядерных данных для модуля нуклидной кинетики.

В разделе 2.3 приведено описание алгоритма автоматизированного формирования расчетной модели объекта на основе его САПР-модели. Такой алгоритм необходим для обеспечения надежности расчетных данных путем минимизации ошибок при разработке расчетной модели. Наиболее удобный способ задания геометрии объекта – это создание его графической (геометрической) модели в САПР с последующей конвертацией файла в формат используемой программы.

В соответствии с разработанным алгоритмом каждому графическому элементу САПР-модели присваиваются дополнительные атрибуты в виде условных номеров материалов и типов источников. По этим атрибутам из базы данных извлекаются соответствующие характеристики и конвертируются в требуемом формате в три основных раздела файла исходных данных (геометрия, материалы, источники). При этом управляющие параметры для четвертого раздела файла задаются в интерактивном режиме с помощью пользовательского интерфейса. Схема алгоритма, реализованного в модулях создания/преобразования графических моделей и конвертации данных, представлена на рисунке 1.

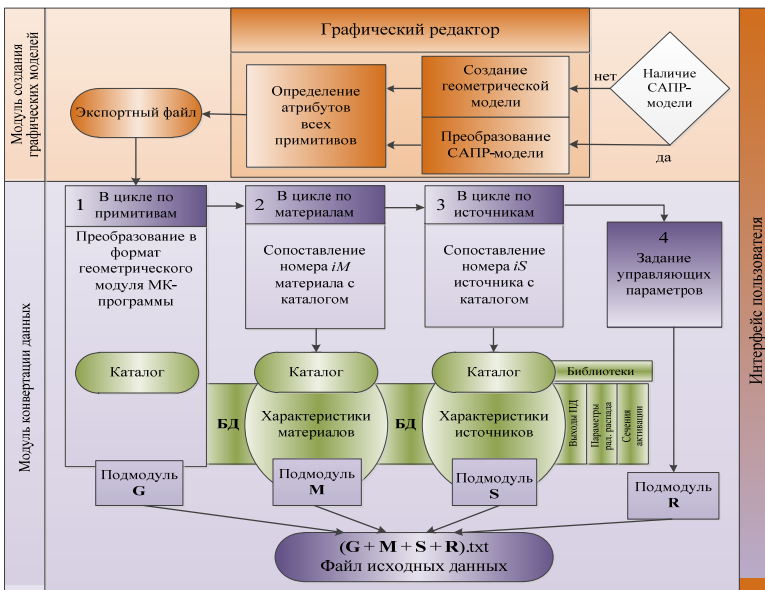


Рисунок 1 – Схема алгоритма автоматизированной подготовки данных

В разделе 2.4 содержатся выводы к главе 2. При создании расчетного инструментария обоснован его состав, разработана архитектура и реализованы необходимые расчетные и сервисные алгоритмы.

Глава 3 посвящена верификации модуля нуклидной кинетики. Для этого отобраны бенчмарк-эксперименты (раздел 3.1) и проведены расчеты, призванные показать уровень надежности расчетных оценок радиационных характеристик ОЯТ и РАО.

В таблице 1 приведен перечень тестовых задач.

Таблица 1 – Реперные эксперименты для верификации модуля нуклидной кинетики

Назначение эксперимента	Тестирование
Измерения остаточного тепловыделения продуктов деления	Сечения деления при тепловой энергии нейтронов, выходы продуктов деления, радиационные характеристики продуктов деления и актинидов
Измерения остаточного энерговыделения продуктов деления	Сечения деления, выходы продуктов деления, радиационные бета и гамма характеристики продуктов деления и актинидов
Измерения остаточного энерговыделения облученных нейтронами материалов	Библиотека нейтронных сечений и радиационных параметров
Измерения скорости генерации $\gamma$ -излучения и остаточного энерговыделения облученных нейтронами материалов	Библиотека нейтронных сечений и выходов дискретных $\gamma$ -квантов дочерних ядер
Измерения спектров $\gamma$ -излучения облученных образцов	Библиотека нейтронных сечений и выходов $\gamma$ -квантов дочерних ядер

Глава 4 посвящена апробации расчетного инструментария на практических задачах ЗСЖЦ ОИАЭ и разработке его методической составляющей.

В разделе 4.1 приводятся результаты расчетов радионуклидных составов ОЯТ реактора ВВЭР-400 и сравнение с данными справочника<sup>1</sup> (рисунки 2-3). Знания о составе и радиационных характеристиках ОЯТ являются критически важными для дальнейших оценок характеристик образующихся РАО. При этом в справочнике отсутствуют данные по энерговыделению ОЯТ на долгосрочный период и содержанию ряда долгоживущих радионуклидов, например,  $^{14}\text{C}$ .

В заключении к главе 3 (раздел 3.2) приводится сравнительный анализ полученных результатов расчетных и экспериментальных исследований, которые позволяют сделать следующие выводы:

- алгоритм расчета трансмутации и активации в модуле нуклидной кинетики работает корректно;
- отобранные в состав библиотек ядерные данные, в целом, позволяют достаточно надежно моделировать бенчмарк-эксперименты.

<sup>1</sup> В.М. Колобашкин, П.М. Рубцов, П.А. Ружанский, В.Д. Сидоренко. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. Энергоатомиздат, М., 1983.

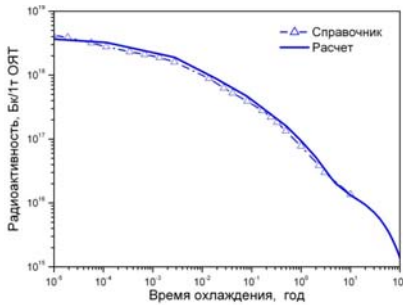


Рисунок 2 – Сравнение временных зависимостей расчетных и справочных данных по изменению активности ОЯТ

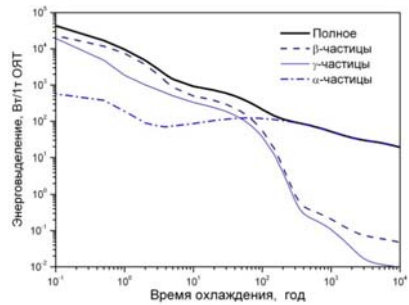


Рисунок 3 - Полное энерговыведение в ОЯТ и его компоненты за счет бета, гамма и альфа частиц

В разделе 4.2 обсуждается проблема обращения с ОЯТ БиАЭС, решение по которому, в связи с географическим и социальным факторами, до сих пор не принято. Проведены расчеты параметров радиационной защиты, необходимой для удовлетворения нормативных требований по транспортированию при различных временах долговременной выдержки. В результате показано (таблица 2), что даже при выдержке  $\sim 35$  лет, выигрыш по сравнению с немедленным вывозом ОЯТ составит  $1,5 \cdot 10^7$  т-км, что может быть существенным экономическим фактором при решении вопроса о сроках транспортирования ОЯТ.

Таблица 2 – Оценка уменьшения толщины стенок, крышки и дна ТУК при различном времени выдержки ОЯТ

Уменьшение защиты (крыша, дно, стенки), см	Выигрыш в массе на один ТУК, т	Сокращение перевозимой массы, т	Время выдержки, лет
5	8,8	3919	$\sim 35$
6	10,5	4653	$\sim 60$
7	12,1	5370	$\sim 90$
10	16,7	7422	$\sim 150$

Раздел 4.2 посвящен задачам обращения с РАО. Показана необходимость в проведении оценок радионуклидных составов РАО различных классов и в разработке подходов к оценке значимости радионуклидов в контексте долговременной безопасности.

В качестве объектов для расчета радионуклидных составов РАО класса 2 выбраны элементы активной зоны реактора ВВЭР-440: корпус реактора, внутрикорпусные устройства (ВКУ), биологическая защита (бетон) и циркониевые сплавы, из которых выполнены твэл и ТВС. Время облучения для всех составляющих, кроме ТВС и твэл, выбрано 30, 45 и 60 лет; для оболочек – 4 и 7 лет. В качестве примера на рисунках 4 и 5 приведены результаты расчетов для сплавов Э-110 и Э-635.

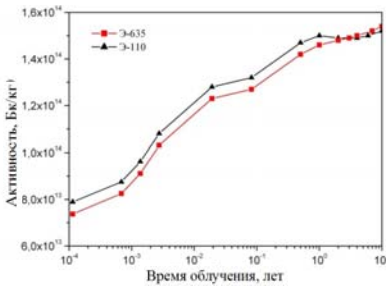


Рисунок 4 – Зависимости накопления наведенной активности для сплавов Э-110 и Э-635 от времени облучения

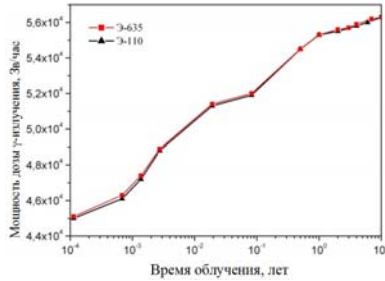


Рисунок 5 – Зависимости мощности дозы от  $\gamma$ -излучения для сплавов Э-110 и Э-635 от времени облучения

Для всех материалов выделены радионуклиды, вносящие определяющий вклад в активность, энерговыделение и мощность дозы.

Приведено описание подхода к определению значимых радионуклидов в РАО класса 1 в контексте долговременной безопасности. В РАО класса 1, образующихся в процессе переработки ОЯТ, содержится более 100 радионуклидов. Определение полного состава является практически невыполнимой задачей для всего объема накопленных отходов. Анализ международного опыта показывает, что значимое влияние на долговременную безопасность будут оказывать лишь некоторые радионуклиды, которые и должны контролироваться в РАО.

Для сокращения перечня контролируемых радионуклидов необходимо выделить основные параметры, определяющие их значимость:

- активность 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).

Суть подхода заключается в поэтапном исключении радионуклидов из полного перечня, полученного расчетно-аналитическим способом (рисунок 6).

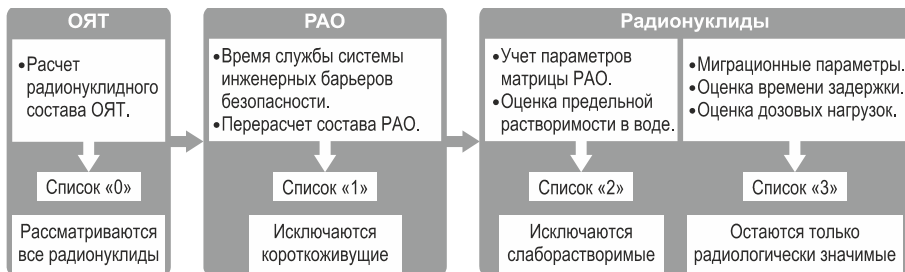


Рисунок 6 – Схема определения радиологически значимых радионуклидов радиохимического производства

В результате применения такого подхода перечень значимых радионуклидов существенно сокращается относительно первоначального перечня (таблица 3).

Таблица 3 – Формирование перечня радиологически значимых радионуклидов (р/н)

Этап	Этап 1 «Распад»	Этап 2 «Растворимость + доза»	Этап 3 «Миграция + доза»	Итоговый список, с учетом родительских ядер
Кол-во р/н «До»/ «После»	<100/24+2	26/23	23/11	11/14
Перечень радионуклидов	$^{93}\text{Zr}$ , $^{93\text{m}}\text{Nb}$ , $^{99}\text{Tc}$ , $^{107}\text{Pd}$ , $^{126}\text{Sn}$ , $^{129}\text{I}$ , $^{226}$ , $^{228}\text{Ra}$ , $^{227}\text{Ac}$ , $^{228}$ , $^{229}$ , $^{230}\text{Th}$ , $^{231}\text{Pa}$ , $^{233}$ , $^{234}$ , $^{235}$ , $^{236}$ , $^{238}\text{U}$ , $^{237}\text{Np}$ , $^{239}$ , $^{240}$ , $^{242}\text{Pu}$ , $^{241}$ , $^{243}\text{Am}$ , $^{245}$ , $^{246}\text{Cm}$	$^{93}\text{Zr}$ , $^{93\text{m}}\text{Nb}$ , $^{126}\text{Sn}$ , $^{129}\text{I}$ , $^{226}$ , $^{227}\text{Ac}$ , $^{227}\text{Th}$ , $^{228}$ , $^{229}$ , $^{230}\text{Th}$ , $^{231}\text{Pa}$ , $^{233}$ , $^{234}$ , $^{235}$ , $^{236}$ , $^{238}\text{U}$ , $^{239}$ , $^{240}$ , $^{242}\text{Pu}$ , $^{241}$ , $^{243}\text{Am}$ , $^{245}$ , $^{246}\text{Cm}$	$^{129}\text{I}$ $^{226}$ , $^{228}\text{Ra}$ $^{227}\text{Ac}$ , $^{228}$ , $^{230}\text{Th}$ , $^{231}\text{Pa}$ , $^{234}$ , $^{235}$ , $^{236}$ , $^{238}\text{U}$	$^{129}\text{I}$ , $^{226}$ , $^{228}\text{Ra}$ , $^{227}\text{Ac}$ , $^{228}$ , $^{230}\text{Th}$ , $^{231}\text{Pa}$ , $^{233}$ , $^{234}$ , $^{235}$ , $^{236}$ , $^{238}\text{U}$ , $^{238}$ , $^{239}$ , $^{240}\text{Pu}$

Рассмотрены проблемы повторного использования радиационно загрязненных металлов в атомной промышленности. На данный момент есть два варианта обращения с такими металлами: - применение технологий полной (до уровней освобождения) очистки металла от радионуклидов и дальнейшее неограниченное использование; - отнесение таких материалов к РАО и захоронение. Анализ международных практик показывает, что более эффективным является частичная дезактивация и ограниченное повторное использование в атомной отрасли, например, в качестве сырья для изготовления контейнеров для захоронения РАО или металлической арматуры. Для оценки максимального содержания радионуклидов в металле

проведены оценки мощности дозы на поверхности контейнера и на расстоянии 1 м (таблица 4 и рисунок 7).

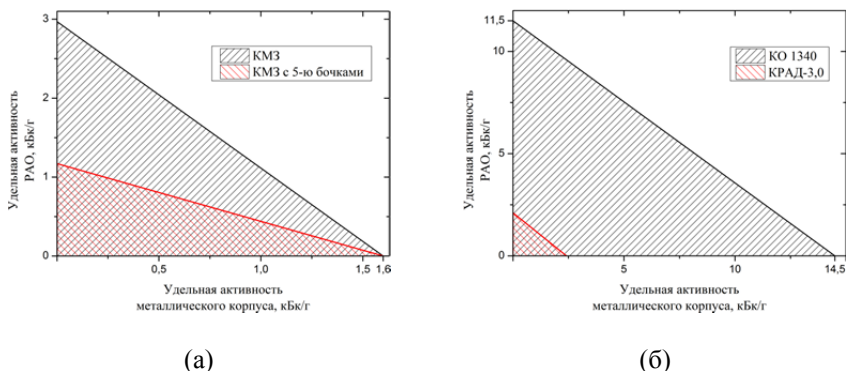


Рисунок 7 – Допустимая удельная активность РАО при их загрузке в контейнер с различной удельной активностью его корпуса: а – КМЗ, б – КО 1340 и КРАД-3,0

Таблица 4 – 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

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

По сравнению с нормативами, допускающими неограниченное использование металла (при удельной активности до 0,0001 кБк/г по  $^{60}\text{Co}$ ) и его ограниченное использование (до 0,01 кБк/г по  $^{60}\text{Co}$  – для очень низкоактивных РАО), снижение требований по безопасности позволит переводить вопрос о вторичном использовании металла в экономическую плоскость. 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.

Рассмотрена задача оценки дозовых нагрузок на персонал при выполнении работ по демонтажу строительных конструкций и удалению РАО из пункта хранения. Для этого была разработана специальная САПР-модель объекта, средствами расчетного инструментария конвертирована в расчетную модель в формате программы TDMCC. Для оценки наиболее оптимального расстояния нахождения персонала при проведении работ по удалению РАО



проведены предварительные расчеты. С учетом выполненных оценок разработан сценарий проведения всего комплекса работ.

Результаты исследований, представленные в главе 4, показали, что разработанный расчетно-методический инструментарий может быть применен для решения целого спектра взаимосвязанных задач ЗСЖЦ ОИАЭ.

## **ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ДИССЕРТАЦИИ**

На основе анализа актуальных задач обеспечения радиационной безопасности и экологической приемлемости ЗСЖЦ ОИАЭ были сформулированы требования к разработке расчетно-методического инструментария для их решения.

В ходе разработки:

- проанализированы существующие методы и средства программного и константного обеспечения для определения радионуклидных составов и радиационных характеристик РАО и ОЯТ;
- разработана архитектура инструментария и обоснован его состав;
- сформировано константное обеспечение расчетов;
- реализованы методические подходы к:
  - автоматизированному формированию трехмерной расчетной модели объекта для расчета переноса ионизирующих излучений методом Монте-Карло;
  - расчету остаточного энерговыделения ОЯТ и РАО;
  - формированию перечня радионуклидов, значимых в контексте долговременной безопасности захоронения РАО.

Проведенные верификационные исследования с использованием отобранных бенчмарк-экспериментов, показали удовлетворительное согласие с экспериментальными данными результатов моделирования радионуклидных составов облученных материалов, энерговыделения и радиационных полей.

В рамках апробации созданного расчетно-методического инструментария проведены расчетные исследования при решении следующих практических задач:

- определение радиационных характеристик различных типов РАО АЭС и формирование перечней радионуклидов, вклад которых в оцененные характеристики является определяющим в различные времена выдержки;
- определение значимых радионуклидов, содержащихся в остеклованных ВАО, в контексте долговременной безопасности;
- оценка необходимой радиационной защиты при транспортировании ОЯТ Билибинской АЭС для различных времен его выдержки;
- оценка возможности повторного использования радиоактивно-загрязненных металлов в атомной отрасли.

Выполненные исследования продемонстрировали работоспособность созданного расчетно-методического инструментария, полученные результаты имеют практическое значение для предприятий отрасли.

**ОСНОВНЫЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ**

1. Блохин П. А., Митенкова Е. Ф., Сипачев И. В. Формирование источника гамма-излучения радионуклидов на основе радиационных характеристик библиотек оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.0 и JEFF-3.1.1. Вопросы атомной науки и техники, серия: Ядерные константы, вып.1-2, 2010 г., 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. / Блохин П. А., Митенкова Е. Ф. – Москва, 2011. – 31 с. – (Препринт ИБРАЭ РАН № ИБРАЕ-2011-04).
3. 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.
4. 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.
5. 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.
6. Блохин П. А. Описание программного комплекса GRAYS для формирования гамма-источника / П. А. Блохин, Е. Ф. Митенкова. – М. : Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики, 2012. – 28 с. – (Препринт ИБРАЭ РАН № ИБРАЕ-2012-06).
7. Blokhin, P.A., Vaneev, Y.E., Panchenko, S.V. Evaluation of the Possibility of Recycling Metal Radwastes in the Nuclear Industry (2014) Atomic Energy, 117 (2), pp. 100-105.
8. Блохин П. А., Крючков Д. В., Уткин С. С., Линге И. И. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия. «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», третья международная научно-техническая конференция: доклады. М.: ОАО «НИКИЭТ». 2014. – Т. 2. – 251-258 с.
9. Блохин П. А., Ванеев Ю. Е., Дмитриев А. С. «Разработка и реализация алгоритмов конвертации данных из САПР-моделей объектов в формат программы TDMCC» Сборник тезисов докладов 10-й юбилейной Российской конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» г. Москва – г. Обнинск, 22-25 сентября 2015 г. – г. Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома»; 2015 – с.11.
10. Блохин П. А., Ванеев Ю. Е. «Верификация программы TDMCC применительно к объектам ядерного наследия» Сборник тезисов докладов 10-й юбилейной Российской конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» г. Москва – г. Обнинск, 22-25 сентября 2015 г. – г. Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома»; 2015 – с.12.

11. Блохин П. А., Крючков Д. В. «Применение программно-технического комплекса ОБОЯН в задачах оценки безопасности и планирования работ по ОЯН» Сборник тезисов докладов 10-й юбилейной Российской конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях» г. Москва – г. Обнинск, 22-25 сентября 2015 г. – г. Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома»; 2015 – с.158.
12. Блохин П. А., Линге И. И. «К вопросу о перспективах обращения с ОЯТ на БиАЭС» Седьмая Российская молодежная школа по радиохимии и ядерным технологиям: Тезисы докладов. Озерск, 12-16 сентября 2016 г. – Озерск: РИЦ ВРБ ФГУП «ПО «Маяк», 2016. – с. 138-140.
13. Blokhin, P.A., Vaneev, Yu.E., Kovalchuk, V.D., Kryuchkov, D.V., Mevius, V.V. Software and technical complex for safety substantiation of nuclear legacy facilities (2016) Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy, Yadernaya Energetika, (4), pp. 55-66.
14. 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>).
15. Блохин П. А., Самойлов А. А. Радиологическое обоснование контроля содержания радионуклидов в контексте обеспечения долговременной безопасности пунктов захоронения // Мед. радиология и радиац. безопасность. – 2017. – Т. 62. – № 4. – С. 17–23.
16. Самойлов А. А., Блохин П. А. и др. Методический подход к определению радиологически значимых радионуклидов для оценки долговременной безопасности пунктов захоронения радиоактивных отходов // Вопросы радиационной безопасности. – 2017. № 3, С.21-31.
17. 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.
18. Блохин А.И., Блохин П.А., Ванеев Ю.Е., Сипачев И.В. Программный комплекс CORIDA для прогнозирования характеристик источников ионизирующего излучения и создаваемых ими радиационных полей / материалы докладов IV научно-практической конференции с международным участием, 18-19 октября 2017 г. «Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики» / под ред. М. И. Орловой, Е. Е. Ежовой. – Калининград, 2017. с. 16-22.
19. Блохин П. А., Самойлов А. А. Радиологически значимые радионуклиды в составе РАО АЭС в контексте долговременной безопасности / материалы докладов IV научно-практической конференции с международным участием, 18-19 октября 2017 г. «Экологическая и радиационная безопасность объектов атомной энергетики» / под ред. М.И. Орловой, Е.Е. Ежовой. – Калининград, 2017. с. 22-26.

20. П. А. Блохин, А. И. Блохин, Ю. Е. Ванеев, П. А. Кизуб, И. В. Сипачёв. Программный комплекс КОРИДА для прогнозирования характеристик источников ионизирующих излучений и создаваемых ими радиационных полей / Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № ИВРАЕ-2018-06). — М. : ИБРАЭ РАН, 2018. — 16 с.
21. П. А. Блохин, Ю. Е. Ванеев, И. В. Сипачёв. Специализированный графический редактор для разработки трехмерных моделей ЯРОО и конвертации геометрических параметров в формат монте-карловских программ / Препринт Ин-т проблем безопас. развития атом. энергетики РАН, № ИВРАЕ-2018-05). — М. : ИБРАЭ РАН, 2018. — 11 с.
22. Блохин А. И., Блохин П. А., Сипачев И. В. Возможности расчетного кода ТРАСТ для решения задач характеризации радионуклидного состава РАО и ОЯТ // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 95—104.
23. Александрова Т. А., Блохин П. А., Самойлов А. А., Курындин А. В. Анализ данных по радионуклидному составу РАО в контексте оценки долговременной безопасности их захоронения // Радиоактивные отходы. — 2018. — № 2 (3). — С. 44—51.

Блохин Павел Анатольевич

Расчетное моделирование радиационных характеристик объектов ядерной  
техники на заключительных стадиях их жизненного цикла

Автореферат  
диссертации на соискание ученой степени  
кандидата технических наук

Подписано в печать 08.04.2019  
Формат 60 × 84 1/16. Усл. печ. л. 1,05. Уч.-изд. л. 1,05.

Тираж 100 экз.  
Печать на аппарате Rex-Rotary. ИБРАЭ РАН.  
115191, Москва, ул. Б.Тульская, 52  
Телефон: 8-495-955-22-66