

Акционерное общество
«Государственный научный центр Российской Федерации –
Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского»

На правах рукописи



Девкина Елена Владимировна

**ПОВЫШЕНИЕ ТОЧНОСТИ РАСЧЁТОВ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ
РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ РАЗБОРКЕ РЕАКТОРОВ
С ТЯЖЁЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**

Специальность: 2.4.9 – Ядерные энергетические установки, топливный цикл,
радиационная безопасность (технические науки)

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Обнинск – 2025

Работа выполнена в акционерном обществе «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»)

Научный руководитель: **Суслов Игорь Рюрикович**
кандидат физико-математических наук,
ведущий научный сотрудник
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»

Официальные оппоненты: **Ельшин Александр Всеволодович**
доктор технических наук, профессор,
главный научный сотрудник отделения
нейтронной физики ФГУП
«НИТИ им. А.П. Александрова»,
г. Сосновый Бор

Комлев Олег Геннадьевич
кандидат технических наук,
первый заместитель генерального
директора по производству
АО «АКМЭ-инжиниринг», г. Москва

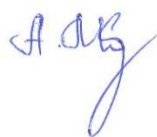
Ведущая организация: Федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего обра-
зования «Национальный исследовательский
ядерный университет «МИФИ», г. Москва

Защита состоится «21» мая 2025 года в 14 часов 30 минут на заседании дис-
сертационного совета 75.1.077.01 на базе АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», по адресу:
249033, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» и
на сайте <https://www.ippe.ru>.

Автореферат разослан «___» _____ 2025 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета 75.1.077.01
доктор технических наук



А.В. Морозов

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы исследования

В 1960–1980 гг. эксплуатировались реакторы с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ). В настоящее время эти реакторы выведены из эксплуатации и проводятся работы по разборке отработавших выемных частей (ОВЧ) реакторов с последующей транспортировкой отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) на переработку.

Операция выгрузки ОЯТ реактора является технически сложной, опасной в ядерном и радиационном отношении, требующей строгого соблюдения норм и требований ядерной и радиационной безопасности, чёткой организации работ, высокой квалификации персонала. Для безопасного проведения работ по выгрузке ОЯТ необходима информация по ядерной и радиационной обстановке. Эта информация получается с помощью расчётного анализа на всех этапах выгрузки ОЯТ.

Погрешность расчёта состоит из нескольких компонент:

- технологическая;
- погрешность источников;
- методическая (статистическая);
- константная.

Технологическая погрешность возникает из-за несоответствия геометрии, составов и плотностей материалов реальной модели с расчётной. Расчётная модель должна достаточно детально описывать физическую модель, чтобы учесть особенности конструкции, которые влияют на точность расчётов. С другой стороны, расчётная модель имеет некоторые несоответствия с реальной конструкцией (гомогенизация, неучёт детальной структуры и т. д.), т. к. слишком подробное описание геометрии может усложнить задачу и практически не уменьшить технологическую погрешность, увеличить время счёта и усложнить применение методов понижения дисперсии.

При описании источников в расчётной модели также есть ряд допущений. Не всегда можно точно учесть форму, неравномерность распределения и т. д. источника. В методе Монте-Карло можно более точно задать спектр источника, используя дискретные линии, а не групповое разбиение, как в детерминистических программах.

Как было сказано выше, метод Монте-Карло позволяет более детально описывать конструкции, тем самым уменьшая погрешность, связанную с переходом от реальной модели к расчётной, но статистическая погрешность для защитных задач значительно превышает допустимые значения. Для получения достоверных результатов нужно применять методы понижения дисперсии, которые понижают статистическую погрешность до допустимых значений, не вызывают смещения результата и несильно увеличивают время счёта.

Расчёты проводились по программе MCNP. Согласно инструкции по MCNP для локальной (точечной) оценки допустимая статистическая погреш-

ность равна 5 %, результаты с погрешностью от 5 до 10 % расцениваются как сомнительные, результаты с погрешностью более 10 % не принимаются во внимание. Для всех остальных типов оценок допустимая статистическая погрешность составляет 10 %, от 10 до 20 % – сомнительные результаты, результаты с погрешностью более 20 % – недостоверные.

Степень разработанности темы диссертации

В процессе подготовки диссертационной работы был проведен поиск литературных источников, посвященных оценке радиационной обстановки при выводе из эксплуатации реакторов с ТЖМТ.

Существенный вклад в обоснование радиационной безопасности при обращении с ОЯТ реакторов с ТЖМТ внесли А.П. Пышко, А.А. Дубинин, А.Ю. Плотников, В.А. Хоромский, О.В. Фролов.

Анализ результатов работ указанных авторов показал, что расчёты дозовых полей проводились для этапов работ, в которых применяются достаточно тонкие слои биологической защиты и нет сильного ослабления излучения. При обосновании радиационной безопасности не требуется применять дополнительных методик для понижения статистической погрешности.

Цели и задачи

Целью работы является верификация и апробация методов понижения дисперсии (метода различной ценности в ячейках и итерационного (MAGIC) метода) для уменьшения статистической погрешности расчётов по обоснованию радиационной безопасности при разборке реакторов с ТЖМТ.

Задачи диссертационного исследования:

- Выполнен анализ существующих методов понижения дисперсии.
- Разработана двухмерная тестовая модель защиты ТУК для верификации методов понижения дисперсии. С помощью двумерного бенчмарка проведена апробация и верификация методов понижения дисперсии.
- С помощью MAGIC-метода были произведены вариантные расчёты защиты ОВЧ в ТУК-143 с извлечённым топливом.
- С использованием MAGIC-метода выполнены расчёты полей нейтронов и гамма-излучения для обоснования границ ЯОЗ, мест размещения блоков детектирования САС СЦР, порогов срабатывания САС СЦР, значений мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного и гамма-излучения на различных расстояниях от места возникновения СЦР в пределах ЯОЗ.

Соответствие диссертации паспорту научной специальности

В рамках данной работы было проведено обоснование радиационной безопасности при разборке реакторов с ТЖМТ с применением итерационного метода получения весовых окон.

Таким образом, отраженные в диссертации положения соответствуют пункту № 6 паспорта специальности 2.4.9 «Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность», а именно «разработка методов обоснования ядерной и радиационной безопасности и экологической приемлемости технологий и объектов ядерной техники».

Научная новизна

Научная новизна работы заключается в совершенствовании методов расчёта для обоснования радиационной безопасности при выводе из эксплуатации ЯЭУ с ТЖМТ. Впервые были проведены расчёты потоков и мощностей эффективной дозы (МЭД) нейтронов и гамма-квантов с применением итерационного метода получения весовых окон. Итерационный метод получения весовых окон универсален. Его можно применять как для локальных оценок, так и для получения расчётных функционалов на всей расчётной области.

Одни и те же весовые окна можно применять для расчётных моделей, имеющих небольшие отличия. Это позволяет существенно сократить временные затраты на проведении расчётов по оптимизации защиты.

Теоретическая и практическая значимость

Теоретическая и практическая значимость заключается в разработке методики расчёта токов и МЭД нейтронов и гамма-квантов при проведении работ по выгрузке ОЯТ из реакторов с ТЖМТ с приемлемой точностью. Результаты расчётов с учётом индивидуального подхода к каждому ОВЧ применялись:

- для оценки радиационной обстановки в местах работы персонала;
- расчёта дозовых нагрузок на персонал;
- расчёта и усовершенствование радиационной защиты;
- определение границ ядерно опасных зон.

Методология и методы исследования

Исследования основаны на современном уровне подхода к обоснованию радиационной безопасности при обращении с ОЯТ. В качестве методологической базы использовались нормативные документы, материалы национальных и международных конференций, рецензируемые периодические издания.

Положения, выносимые на защиту:

1. Обоснование применения методов понижения дисперсии при расчёте по методу Монте-Карло радиационной защиты при обращении с отработавшими выемными частями реакторов с жидкометаллическим теплоносителем.
2. Расчётные модели для обоснования радиационной безопасности.
3. Рекомендации по определению границ ядерно опасных зон и мест размещения блоков детектирования самоподдерживающейся цепной реакции на основе расчётных исследований.

4. Параметры дополнительной радиационной защиты с использованием результатов расчётов для прогнозирования радиационной обстановки при транспортировке ОВЧ в ТУКе.

Степень достоверности и апробация результатов

Достоверность результатов расчётных исследований обоснована использованием общепризнанных методов и подходов для оценки радиационной обстановки и подтверждается результатами измерений уровней полей гамма- и нейтронного излучений при проведении работ по разборке реакторов с ТЖМТ.

Основные положения и результаты работы докладывались на:

- 10-й юбилейной Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях», Москва-Обнинск, 2015.
- Научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника-2022)», Обнинск, 2022.

Публикации

Основной материал диссертации представлен в 8 работах: 4 статьи в научных рецензируемых журналах из списка ВАК, 2 доклада на конференциях опубликованы в виде тезисов докладов, 2 препринта АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».

Личный вклад

Личное участие автора в получении изложенных в диссертации материалов заключается в следующем:

- Верификация методов понижения дисперсии на двумерной тестовой модели защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива.
- Разработка расчётных моделей.
- Выполнение расчётов для обоснования применения дополнительной защиты ТУК при транспортировке и хранении ОВЧ с выгруженным ядерным топливом.
- Проведение расчётов полей гамма- и нейтронного излучений для определения границ ядерно опасных зон (ЯОЗ) и мест размещения блоков детектирования самоподдерживающейся цепной реакции (БД СЦР).
- Сравнение результатов расчётов потоков и МЭД нейтронов и гамма-квантов с результатами измерений.

Структура и объём работы

Диссертация состоит из введения, четырёх глав, заключения и списка литературы, включающего 89 наименований. Общий объём диссертации, включая 24 рисунка и 9 таблиц, составляет 112 страниц.

Во введении обоснованы актуальность, новизна и практическая значимость выбранной темы диссертации.

В главе 1 проведён анализ возможности использования различных программных комплексов и алгоритмов для обоснования радиационной безопасности при разборке реакторов с ТЖМТ.

Оценка радиационной обстановки при обращении с ОЯТ имеет ряд особенностей, которые нужно учитывать при выборе расчётных средств, а именно:

- сильное ослабление потоков нейтронов и гамма-квантов. Для отдельных задач кратность ослабления может достигать 8–10 порядков;
- сложная трёхмерная геометрия;
- большой объём вычислений. Источниками излучения являются отработавшее ядерное топливо, конструкционные материалы, органы регулирования. Источники сильно отличаются по структуре, объёму и не получается для всех источников задать один расчёт. Также необходимо оценивать вклад каждого вида источника в общую МЭД, поскольку изотопы, которые вносят основной вклад в дозу, имеют периоды полураспада, отличающиеся в несколько раз.

Анализ возможностей расчётных методов для обоснования радиационной безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом реакторов с ТЖМТ позволяет сделать следующие выводы:

1) В численных методах используется сеточное описание геометрии и групповое по энергии. Из-за этого появляются дополнительные погрешности, связанные с переходом от непрерывных переменных к дискретным. Чтобы повысить точность расчётов, приходится задавать подробное пространственно-энергетическое разбиение, и ресурсов ЭВМ может не хватить для расчёта. Задача будет либо медленно сходиться, либо совсем не будет считаться.

2) Метод Монте-Карло позволяет детально описывать геометрию, энергетическое и угловое распределение частиц, используя поточечное описание сечений взаимодействия и индикатриссы рассеяния. Этот метод считается более точным для решения сложных задач переноса частиц. При расчёте защитных задач статистическая погрешность из-за сильного ослабления потока частиц сильно превышает допустимые значения. Для расчёта таких задач методом Монте-Карло требуется применять методы понижения дисперсии.

3) Из описанных в диссертации программных кодов наиболее подходящим оказался код – MCNP. Он обладает огромными возможностями по расчёту переноса излучений в сложной трёхмерной геометрии. В коде предложен большой выбор методов понижения дисперсии. Есть возможность проводить расчёты с весовыми окнами, полученными итерационным или гибридным методами.

4) Весовые окна – наиболее эффективный и универсальный метод понижения дисперсии. Весовые окна – метод расщепления и «русской рулетки», имеющий пространственную и энергетическую зависимость. Этот метод позволяет получать достоверные результаты расчётов с допустимой статистической погрешностью при обосновании радиационной безопасности.

5) Методика итерации весовых окон – автоматизированный метод генерации весовых окон, в котором, в отличие от гибридных методик, для получения весовых окон используются только результаты расчётов по методу Монте-Карло (MCNP). На практике применять итерационную методику проще, чем гибридную, так как не нужно создавать расчётную модель для сеточного кода и согласовывать между собой расчётные модели для MCNP и сеточного кода. С помощью итерационной методики удалось получить значения МЭД с допустимой погрешностью для всех этапов разборки ОВЧ и обращения с ОЯТ.

Во второй главе представлен двумерный бенчмарк защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива, имеющий реальный реакторный прототип. В рассматриваемом бенчмарке вычисляются поля гамма-квантов для контейнера с отработавшим ядерным топливом.

В предложенной тестовой модели учитывались следующие требования:

1. Тестовая модель должна являться обобщённым представлением рассматриваемого в диссертации класса задач.

2. Геометрия тестовой модели должна быть простой.

3. Характеристики модельного источника излучения должны отражать основные особенности реактора.

4. Прототипом модели должны быть защитные композиции проектируемых или уже вошедших в эксплуатацию реакторов. При этом должна быть передана структура защиты, отражающая функциональное назначение отдельных слоёв, и представлены основные защитные материалы. Для усиления определённых эффектов переноса излучения толщины некоторых слоёв могут быть увеличены. Конструкционные особенности защиты, не оказывающие заметного влияния на распределение потоков излучения, не должны включаться в модель.

5. Должны быть однозначно использованы детекторы, представляющие интерес для проектировщиков.

Геометрия бенчмарка задаётся цилиндрами, оси которых направлены по оси z . Топливная зона гомогенизирована, на рисунке 1 она изображена синим цветом. Источник располагается в топливной зоне. В топливной зоне в виде колец размещены органы регулирования. Центральный ОР задан в виде цилиндрического стержня. На рисунках 1 и 2 представлена расчётная схема бенчмарка. Источник гамма-квантов расположен в топливной зоне и равномерно распределён по объёму топливной зоны. Интенсивность источника составляет 1 гамма-квант/с. Спектр источника соответствует Cs-137 – 0,662 МэВ.

В расчётах использовались следующие методы понижения дисперсии (МПД):

- моделирование по ценности;
- методы контроля популяций частиц.

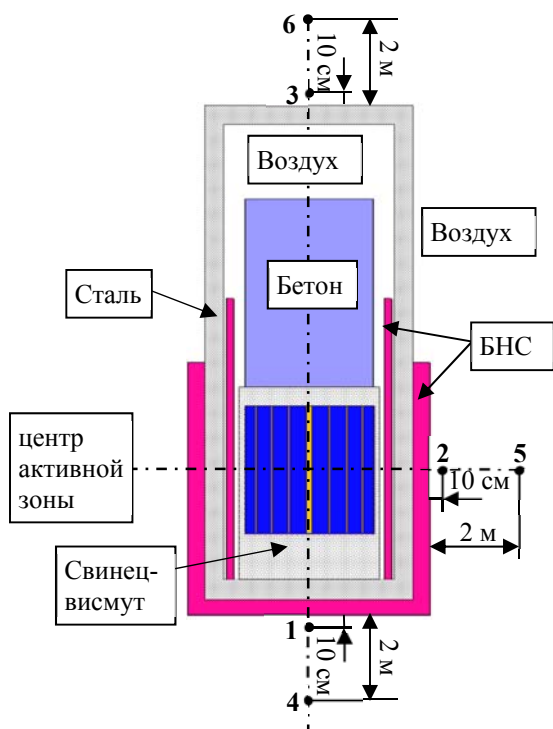


Рис. 1. Продольное сечение бенчмарка

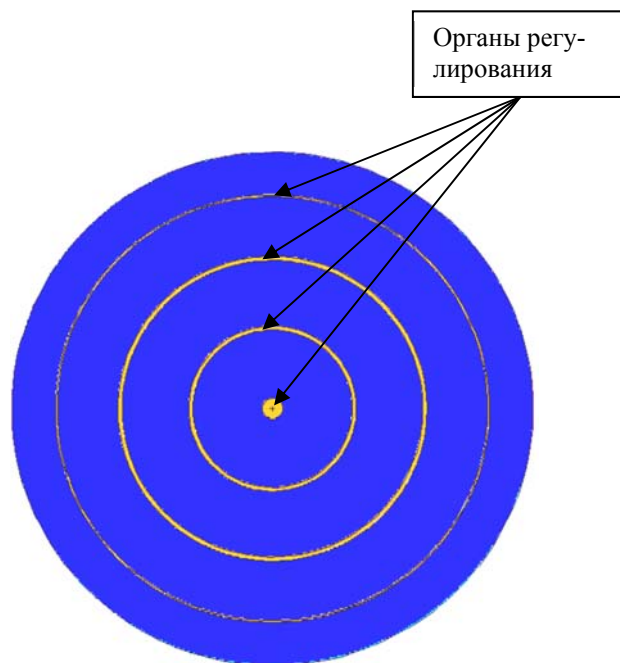


Рис. 2. Поперечное сечение бенчмарка

В методе моделирование по ценности реальные физические процессы модифицируются таким образом, чтобы события, которые представляют интерес для расчёта, происходили более часто, чем это имеет место в действительности. Этот процесс регулируется с помощью функции ценности, а искажение реальных процессов затем компенсируется соответствующим выбором оценивающей случайной величины. Метод вынужденных столкновений относится к этому способу понижения дисперсии. При применении метода вынужденных столкновений увеличивается выборка столкновений в определённых ячейках.

Методы контроля популяций частиц

При решении задач переноса в фазовом пространстве с точки зрения вклада в функционал можно выделить ценные и малоценные области. В малоценных областях желательно ограничивать количество цепочек случайных блужданий, так как их вклад в оценку мал, и они могут сильно увеличивать статистическую погрешность расчёта. В ценных областях, дающих основной вклад в оценку функционалов, желательно увеличивать число испытаний.

Эффективным средством регулирования количества столкновений в «плохих» и «хороших» областях является метод расщепления и «русской рулетки». Для частиц, которые влетают в малоценные области, применяется «русская рулетка». Смысл «русской рулетки» в том, что разыгрывается гибель частицы с определённой вероятностью. Розыгрыш гибели производится или при пересечении границы, когда частица переходит из «хорошей» области в «плохую», или при столкновении в «плохой» области. Соответственно различают вариант расщепления и «русской

рулетки», применяемый при пересечениях частицами определённых поверхностей, и вариант расщепления и «русской рулетки», применяемый при столкновениях. Чтобы при этом не произошло смещения результата расчёта, вес уцелевших частиц увеличивается в $1/(1-p)$ раз. Расщепление представляет собой противоположную процедуру, которая применяется в «хороших» областях и заключается в расщеплении частицы на n одинаковых и независимых друг от друга частиц. Каждая из этих частиц имеет вес, равный $1/n$ веса материнской частицы.

Из популяционных методов в расчётах использовались метод задания различной ценности частиц в ячейках и весовые окна.

При применении метода задания различной ценности в ячейках пользователем в каждой геометрической ячейке задаётся ценность I , с помощью карты `imp`. Значения ценностей ячеек увеличиваются по направлению движения частиц и должны отличаться в 2–3 раза между соседними ячейками. При использовании этого метода приходится разбивать геометрические зоны на более мелкие, что усложняет геометрию задачи. Ценность ячеек задаётся «вручную» и для сложной геометрии не всегда получается подобрать значения ценности корректно.

Весовые окна – вариант метода расщепления и рулетки, имеющий пространственную и энергетическую зависимость. На геометрическую часть фазового пространства накладывается дополнительная сетка. Она может быть либо прямоугольной (X, Y, Z), либо цилиндрической (R, θ, Z). По энергии выделяется несколько энергетических групп. Для каждой пространственно-энергетической ячейки фазового пространства пользователь задаёт нижнюю весовую границу. Верхняя весовая граница WU определяется умножением нижней весовой границы на константу. Эти весовые границы определяют окно допустимых весов частицы. Если вес частицы ниже нижней границы, разыгрывается «русская рулетка» и частица либо продолжает движение с весом WS внутри окна, либо частица исчезает. Если вес частицы выше весовой границы окна, она расщепляется так, что все расщепленные частицы находятся внутри весового окна.

Для генерации весовых окон применялся MAGIC (Method of Automatic Generation of Importances by Calculation) метод. MAGIC-метод – итерационный метод автоматического генерирования весовых окон. Для получения весовых окон используются результаты расчётов прямой задачи по методу Монте-Карло (MCNP). Вначале проводится расчет по программе MCNP, в котором с помощью оценки `fmesh` находится распределение потоков частиц на всём фазовом пространстве. Далее используя результаты расчётов, создают весовые окна. Для генерации весовых окон используется процедура реконструкции данных. В итерационном цикле нулевые значения в ячейках сетки заменяются на средние

арифметические $\frac{1}{n} \left(\sum_{i=1}^n \Phi_i \right)$ либо средние геометрические $\left(\prod_{i=1}^n \Phi_i \right)^{1/n}$ по сосед-

ним ячейкам. В результате получается достаточно гладкое распределение, пригодное для проведения дальнейших итераций. На втором шаге проводится рас-

чѐт с весовыми окнами, полученными на первом шаге. Цикл повторяется для достижения требуемой точности, обычно 3–4 шага. На последнем шаге в расчѐте задаѐтся расчѐтный функционал.

Перечень критериев качества, использованных в инструкции по программе MCNP

Одним из критериев качества выполненных расчѐтов служит величина относительной статистической погрешности, которая должна быть меньше допустимого значения. Для большинства задач величина погрешности вычислений пропорциональна $1/\sqrt{N}$.

В программе MCNP кроме рассчитываемого функционала и его относительной погрешности для каждой оценки выдаѐтся дополнительная информация. Она помогает понять, нужно ли применять дополнительные методы понижения дисперсии или достаточно запустить задачу на дополнительное время, и, если применялись методы понижения дисперсии, оценить их эффективность.

Эта дополнительная информация: величины FOM, VOV, производная функции плотности вероятности $f(x)$ и также оценивается поведение этих величин, рассчитываемого функционала и относительной погрешности от количества историй.

FOM (figure of merit) – показатель качества расчѐта.

$FOM = 1/(R^2T)$, где R – относительная погрешность, T – компьютерное время в минутах. Как было отмечено выше, для хорошо сходящихся задач R^2 обратно пропорционально N , а N прямо пропорционально T . Из этого следует, что для одного и того же расчѐта при изменении количества историй FOM будет одинаковым. Резкое уменьшение FOM показывает, что пролѐт редкой (случайной) частицы оказывает значительное воздействие на результат оценки и относительную погрешность.

Чем выше скорость сходимости задачи, тем больше значения FOM. Для одной и той же задачи при применении методов понижения дисперсии значения FOM могут отличаться на несколько порядков. Увеличение значения FOM показывает, что применение методов понижения дисперсии существенно повышает эффективность расчѐта.

VOV (variance of variance) – оценѐнная относительная погрешность R .

Поведение рассчитываемого функционала, R , FOM, VOV и производной $f(x)$ оценивается для второй половины задачи с помощью 10 статистических проверок. Результаты этих проверок выдаются в выходном файле. Ниже приводятся характеристики, при которых статистические проверки считаются пройденными:

Рассчитываемый функционал:

1. С увеличением количества историй величина рассчитываемого функционала испытывает небольшие колебания.

R – относительная статистическая ошибка:

2. Величина относительной статистической ошибки R должна быть меньше 0,05 для точечного детектора и меньше 0,10 для остальных оценок.

3. С увеличением числа историй R монотонно убывает.
4. R имеет следующую зависимость от числа историй $1/\sqrt{N}$, где N – число историй.

VOV оценённая относительная погрешность R :

5. Величина VOV должна быть меньше 0,1 для всех типов оценок.
6. VOV монотонно уменьшается с увеличением числа историй.
7. Величина VOV обратно пропорциональна числу историй.

FOM:

8. Значения FOM должны быть практически постоянными.
9. Значения FOM могут иметь небольшие колебания с увеличением числа историй N .
10. Значения производной функции плотности вероятности $f(x)$ должны быть больше 3.

Если статистическая проверка удовлетворяет всем требованиям, то ей присваивается статус «прошла», если нет, MCNP печатает предупреждение.

Задача некорректно сходится, если рассчитываемый функционал монотонно изменяется с увеличением числа историй и относительная статистическая ошибка не монотонно убывает, а испытывает резкие скачки. Для таких задач нужно применять методы понижения дисперсии, а если расчёт проводился с применением методов понижения дисперсии, показывает неэффективность применённых методов.

Доверительный интервал считается надёжным, если пройдены все статистические проверки. Не полностью пройденные статистические проверки показывают, что доверительный интервал меньше действительного и его пределы нужно расширять.

Результаты расчётов

Рассчитываемым функционалом бенчмарка является мощность дозы от гамма-квантов. На рисунке 1 показана схема расчётной модели и расположение расчётных точек. В данной работе рассчитывалась мощность дозы гамма-излучения от продуктов деления. Мощность дозы рассчитывалась для источника интенсивностью 1 гамма-квант/с. Для её вычисления применялась точечная оценка f_5 . Для этой оценки достоверными считаются результаты с статистической погрешностью менее 5 %, результаты с погрешностью от 5 до 10 % расцениваются как сомнительные, результаты с погрешностью более 10 % не принимаются во внимание. В таблице 1 даны значения FOM. В таблице 2 приведены значения мощностей доз в мкЗв/ч и их относительная статистическая погрешность.

Значения FOM для прямого расчёта на 2–3 порядка, а для метода вынужденных столкновений на 1–2 порядка ниже метода весовых окон и различной ценности в ячейках. Это показывает, что проведение расчётов с применением методов весовых окон и различной ценности в ячейках эффективнее. Применение метода вынужденных столкновений не даёт существенного повышения эффективности расчёта.

Таблица 1 – Значения FOM

Номер расчётной точки	Прямой расчёт	Метод MAGIC (весовые окна)	Различная ценность в ячейках	Вынужденные столкновения
1	3,3E-06	1,0E-02	2,1E-03	4,50E-05
2	2,5E-05	1,4E-03	7,7E-04	6,50E-06
3	7,1E-06	8,4E-03	4,6E-03	2,20E-05
4	3,6E-06	1,1E-02	2,1E-03	8,90E-05
5	1,4E-04	6,8E-03	5,2E-03	1,00E-04
6	3,4E-06	2,0E-02	8,7E-03	4,10E-05

Таблица 2 – Мощность дозы мкЗв/ч в расчётных точках

Номер расчётной точки	Прямой расчёт		Метод MAGIC (весовые окна)		Различная ценность в ячейках		Вынужденные столкновения	
	Мощность дозы	Δ	Мощность дозы	Δ	Мощность дозы	Δ	Мощность дозы	Δ
1	1,26E-17	0,710	4,58E-18	0,013	4,69E-18	0,019	2,01E-18	0,1388
2	2,79E-14	0,262	3,13E-14	0,034	3,37E-14	0,032	3,97E-14	0,1956
3	3,95E-23	0,487	7,22E-19	0,014	6,78E-19	0,013	3,70E-19	0,3635
4	2,19E-17	0,686	9,65E-18	0,012	9,83E-18	0,020	6,09E-18	0,0985
5	4,42E-15	0,111	3,84E-15	0,016	3,95E-15	0,012	3,88E-15	0,0928
6	2,92E-18	0,707	3,65E-18	0,009	3,56E-18	0,010	2,37E-18	0,1449

Результаты, представленные в таблице 2, показывают, что величина относительной погрешности при прямом расчёте сильно превышает допустимые значения. Значения мощности доз в точках 1 и 4 на порядок превышают, а в точке 3 на четыре порядка ниже, чем значения мощности доз, полученные с применением других методов.

Использование метода вынужденных столкновений понижает статистическую погрешность ниже 10 %, но выше 5 % (сомнительные результаты) в точках 4 и 5. В остальных точках статистическая погрешность значительно выше допустимых значений.

Значения мощности доз в точках 1, 3, 4 и 6 в 1,5÷2 раза ниже, чем значения, полученные с использованием методов весовых окон и задания различной ценности в ячейках. Значения мощностей доз, полученные с помощью прямого расчёта и с применением метода вынужденных столкновений, – неверные. Методы весовых окон и различной ценности в ячейках понижают статистическую погрешность до допустимых значений. Для этих двух методов в таблице 3 приведено количество непройденных статистических проверок.

Таблица 3 – Количество непройденных статистических проверок

Номер расчётной точки	Метод MAGIC (весовые окна)	Различная ценность в ячейках
1	0: Все проверки пройдены	1: Значение производной 2,7 (< 3)
2	0: Все проверки пройдены	2: VOV равен 0,11 ($> 0,1$) FOM – уменьшается
3	1: Значение производной 2,11 (< 3)	1: Значение производной 1,66 (< 3)
4	1: Значение производной 2,15 (< 3)	2: 1. Среднее уменьшается (должно иметь небольшие колебания) 2. Значение производной 2,04 (< 3)
5	0: Все проверки пройдены	0: Все проверки пройдены
6	1: Значение производной 1,88 (< 3)	2: 1. VOV равен 0,15 ($> 0,1$) 2. Значение производной 1,88 (< 3)

Для точки 5 получается более надёжный доверительный интервал и для метода задания различной ценности в ячейках и для метода весовых окон, а для точек 1 и 2 более надёжный доверительный интервал получается при применении метода весовых окон, т. к. для этих точек пройденными оказались все статистические проверки.

В третьей главе рассматривается обоснование радиационной безопасности для ОВЧ в ТУКе с выгруженным топливом, то есть источников нейтронов от отработавшего топлива и гамма-квантов от продуктов деления нет. Вклад в формирование мощности дозы от гамма-квантов будут вносить наведённая активность в органах регулирования, которые остались в активной зоне и стальных конструкциях. Основными гамма-излучающими радионуклидами в органах регулирования являются Eu-152 и Eu-154, основным гамма-излучающим радионуклидом в конструкционных материалах является Co-60.

На рисунке 3 приведена расчётная модель ОВЧ в ТУК и расположение расчётных точек.

Для обоснования радиационной безопасности использовалась расчётная модель с реальными геометрическими размерами и подробным описанием геометрии защиты. Органы регулирования представлены в виде гомогенных цилиндров. Объём цилиндров равен объёму СУЗ.

В расчётах учитывались следующие источники: источник гамма-квантов от органов регулирования, источник гамма-квантов от верхних твэльных решёток и корпуса реактора. Для каждого типа источника проводился отдельный расчёт.

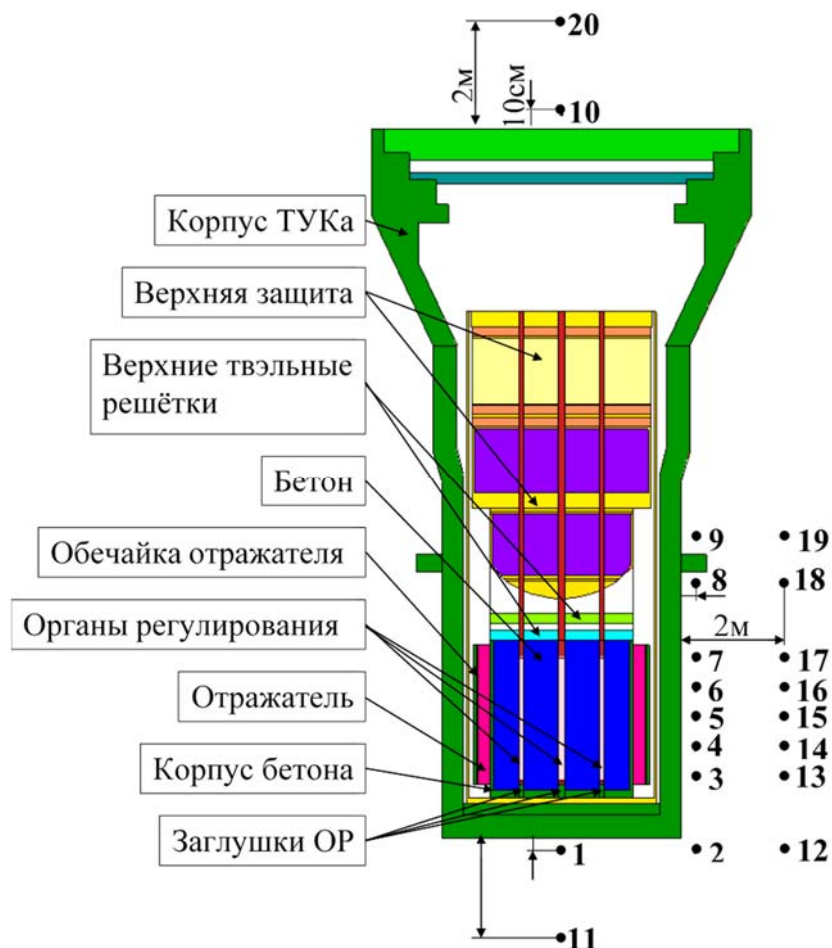


Рис. 3. Расчётная модель ОВЧ в ТУКа без топлива

Мощности доз рассчитывались в расчётных точках. Расчётные точки расположены на расстоянии 10 см и 2 м от поверхности ТУКа.

Для расчёта мощности дозы и дозы нейтронного и гамма-излучения использовалась программа MCNP. Для оценки МЭД применялась локальная оценка. Максимальная относительная статистическая погрешность прямого расчёта сильно превысила допустимые 5 % и составила для источников:

- в органах регулирования 0,64,
- облицовке отражателя 0,23,
- твэльных решётках 0,2.

Применение весовых окон снизило значение статистической погрешности до 5 %. На рисунке 4 приведены значения относительной статической погрешности для каждого вида источника для всех точек. Максимальная суммарная мощность эффективной дозы (МЭД) на расстоянии 10 см составила 16,5 мЗв/ч, на расстоянии 2 метров 1,81 мЗв/ч. Согласно нормам НП-053-16 защитная композиция должна обеспечивать суммарную мощность дозы: на поверхности не более 2 мЗв/ч, на расстоянии 2 м – 0,1 мЗв/ч.

МЭД на расстоянии 10 см превышает нормы в 8 раз, на расстоянии 2 м – 18 раз. Для обеспечения требований НП-053-16 необходимо использовать дополнительную радиационную защиту.

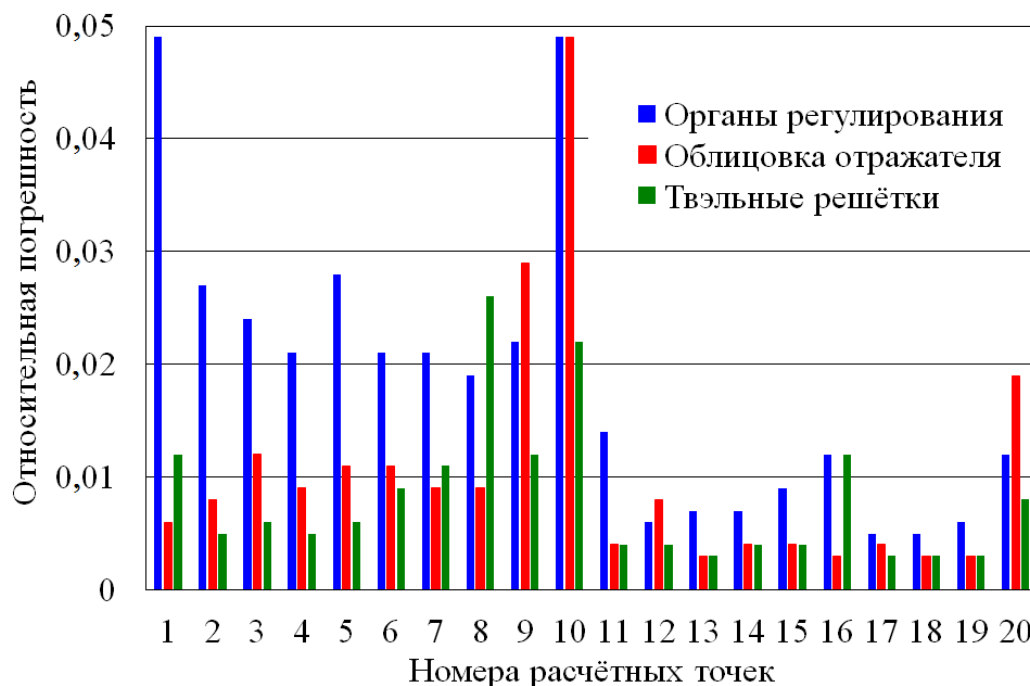


Рис. 4. Значения относительной погрешности для мощностей доз, полученных с помощью MAGIC-метода

Рассматривалось 6 вариантов дополнительной защиты с одним кольцом, двумя, тремя, четырьмя и двумя над выступом, с кожухом нейтронной защиты и одним кольцом и двумя кольцами. Все шесть вариантов имеют одинаковые источники и геометрию, имеющую небольшие отличия. Эти варианты рассчитывались с весовыми окнами, полученными для варианта с тремя кольцами. Максимальная статистическая погрешность для каждого варианта меньше допустимых значений. В таблице 4 приведены максимальные суммарные МЭД на расстоянии 10 см и 2 м и максимальная статистическая погрешность.

Таблица 4 – Максимальная суммарная МЭД на расстоянии 10 см и 2 м и максимальная статистическая погрешность

Дополнительная защита	МЭД на расстоянии 10 см, мЗв/ч	МЭД на расстоянии 2 м, мЗв/ч	Максимальная относительная статистическая погрешность
1 кольцо	5,55	0,634	0,041
2 кольца	1,85	0,224	0,046
3 кольца	0,624	0,081	0,041
4 кольца и 2 над выступом	0,206	0,023	0,036
1 кольцо и кожух нейтронной защиты	0,785	0,093	0,038
2 кольца и кожух нейтронной защиты	0,251	0,034	0,042

Результаты, представленные в таблице 4, показывают, что для варианта с одним кольцом МЭД на расстоянии 10 см и 2 м значительно превосходит допустимые значения. Вариант с двумя кольцами снижает МЭД до допустимых значений на расстоянии 10 см, но на расстоянии 2 метров максимальная доза превышает допустимые значения более чем в 2 раза. Остальные варианты дополнительной защиты удовлетворяют требованиям НП-053-16. Применение одного вида весовых окон позволило получить достоверные результаты и существенно снизить расчётные затраты, так как не нужно было подготавливать весовые окна для каждого из шести вариантов.

В четвёртой главе описана методика расчёта ядерно опасных зон с применением весовых окон при разборке реакторов с жидкометаллическим теплоносителем.

В соответствии с требованиями федеральных норм и правил (НП-016-05 и НП-063-05) ядерно опасные участки должны быть оснащены системой аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции (САС СЦР). Для обеспечения проектирования САС СЦР определены места возможного возникновения СЦР и выполнены расчёты полей нейтронов и гамма-излучения при возможной СЦР с целью обоснования:

- границ ЯОЗ;
- мест размещения блоков детектирования САС СЦР;
- порогов срабатывания САС СЦР;
- значений мощности доз нейтронного и гамма-излучения на различных расстояниях от места возникновения СЦР в пределах ЯОЗ.

ЯОЗ – производственная площадь с ядерным делящимся материалом (веществом), в пределах которой поглощённая доза мгновенного смешанного нейтронного и гамма-излучения от СЦР с числом делений 10^{18} может быть более 0,1 Гр.

Расчёт полей нейтронов и гамма-излучения проводился для мест хранения ОВЧ в хранилищах, мест проведения технологических операций с ОВЧ и кассетами с ОЯТ. Особенность данных расчётов заключается в том, что распределение мощности доз нужно получить на всей расчётной области для сложной трёхмерной геометрии, имеющей достаточно большие размеры и сильное ослабление излучения (более 10 порядков). Для всех расчётов задавалась детальная геометрическая модель помещений с реальными размерами, в которых возможно возникновение СЦР. Поглощённые дозы нейтронов и гамма-квантов в грях рассчитывались для всей расчётной области. Для этого в расчётной области задавалась прямоугольная сетка и для каждой ячейки вычислялись значения поглощённой дозы. Допустимая статистическая погрешность для такого расчёта составляет 10 %, результаты расчётов с погрешностью от 10–20 % – сомнительные, если погрешность больше 20 %, то результаты неверные, их можно проигнорировать.

В автореферате приведён расчёт ЯОЗ для ОВЧ на кантователе. Расчётная модель приведена на рисунке 5.

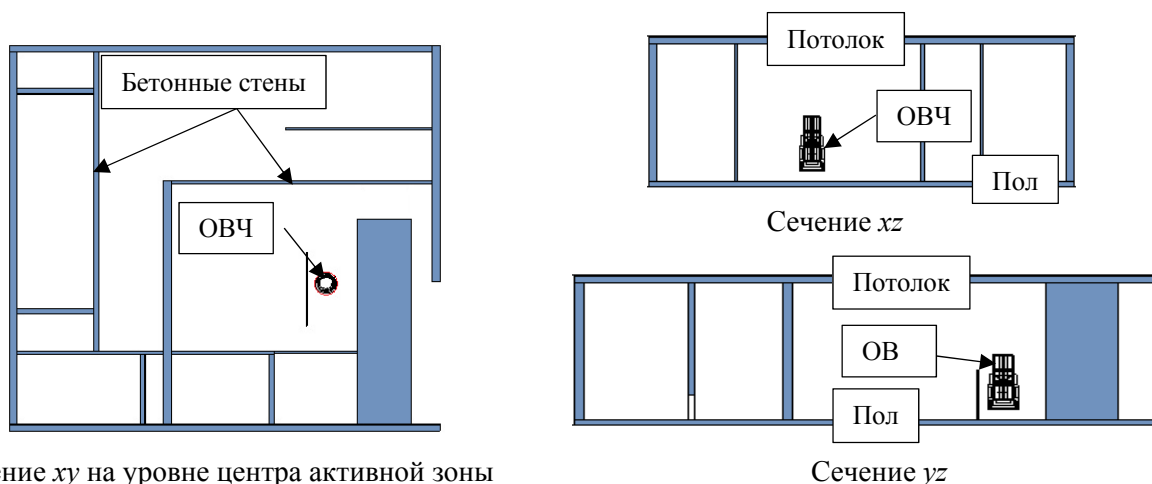


Рис. 5. Расчётная модель ОВЧ на кантователе

Размеры расчётной области составляют $60 \times 60 \times 11$ м. Ослабление потока нейтронов составляет 11 порядков, гамма-квантов – 12. Для получения весовых окон расчётная область разбивалась по длине и ширине на 88 частей, а по высоте – на 25, по энергии выделялось 3 энергетические группы.

На рисунке 6 показано распределение относительной статистической погрешности для нулевой итерации (прямой расчёт), 1–2 итераций расчёта гамма-

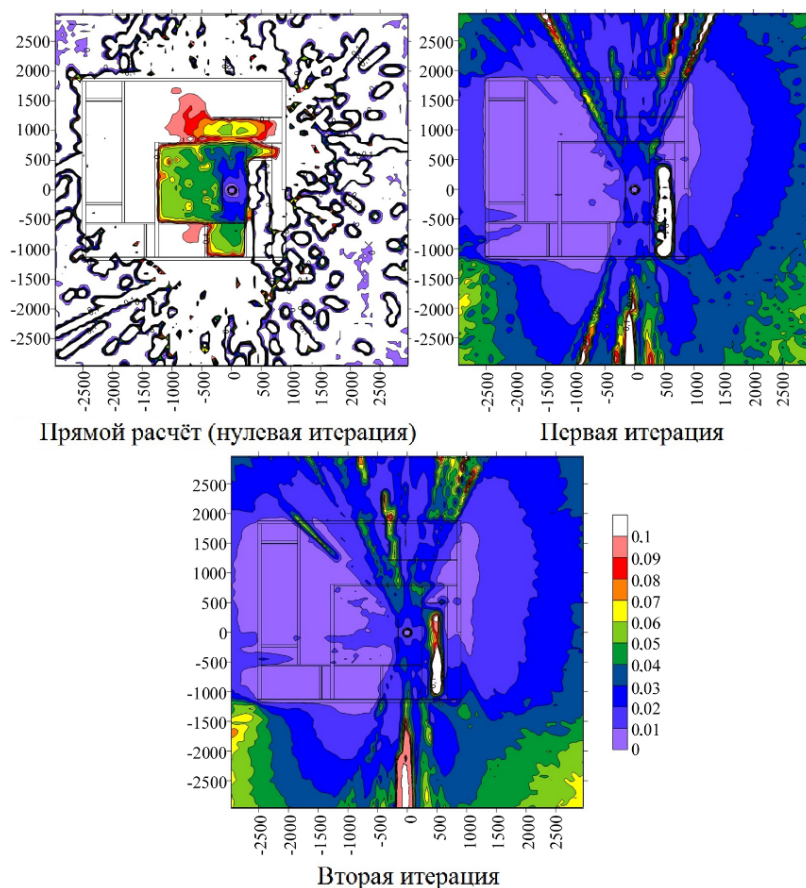


Рис. 6. Распределение относительной погрешности поглощённой дозы мгновенных гамма-квантов для ОВЧ на кантователе, сечение ху на уровне центра активной зоны

квантов, на рисунке 7 – для нейтронов. Белым цветом показаны значения погрешностей больше допустимых значений (10 %). Расстояния на левой и нижней шкалах указаны в сантиметрах.

Результаты, представленные на рисунках 6 и 7, показывают, что значения статистической погрешности для прямого расчёта меньше допустимых значений в радиусе 10 метров от очага СЦР, в остальной расчётной области значения погрешности выше 10 %. После первой итерации значения погрешности значительно уменьшаются и достигают допустимых значений практически во всей расчётной области. После второй итерации наблюдается незначительное уменьшение значений статистической погрешности.

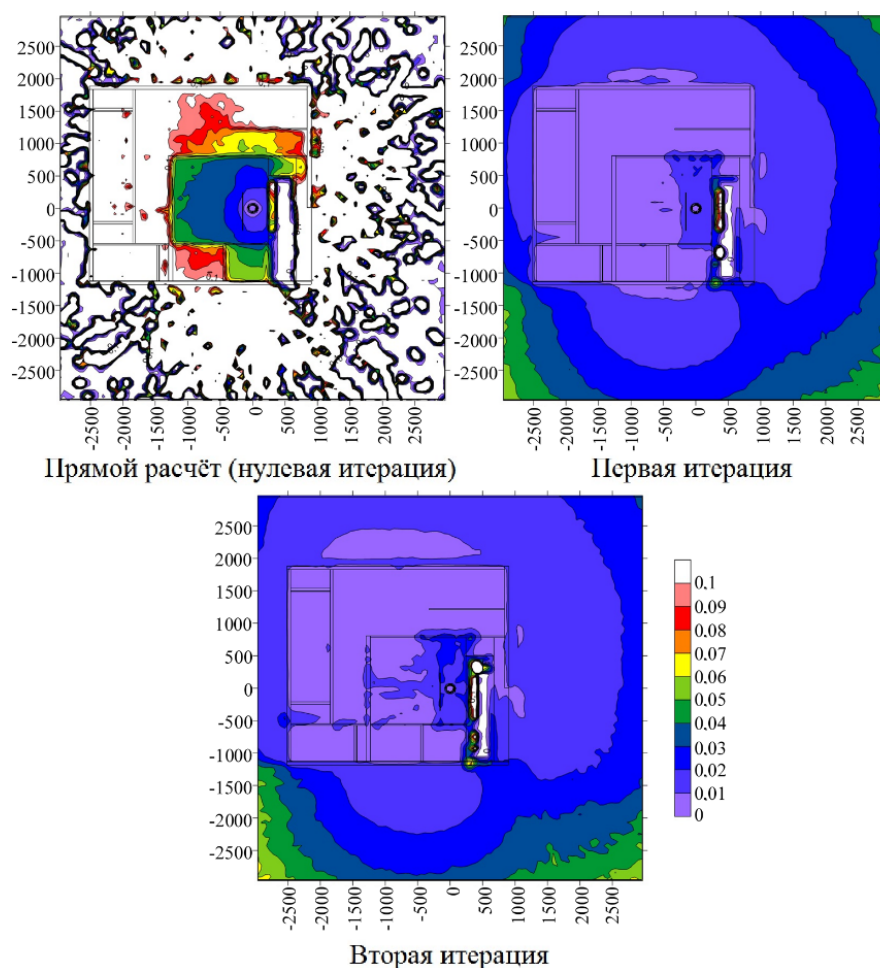


Рис. 7. Распределение относительной погрешности поглощённой дозы нейтронов для ОВЧ на кантователе, сечение χ_u на уровне центра активной зоны

На рисунке 8 представлено распределение поглощённых доз гамма-квантов и нейтронов в Гр. Цифры, расположенные справа от цветной шкалы, соответствуют десятичному логарифму поглощенной дозы.

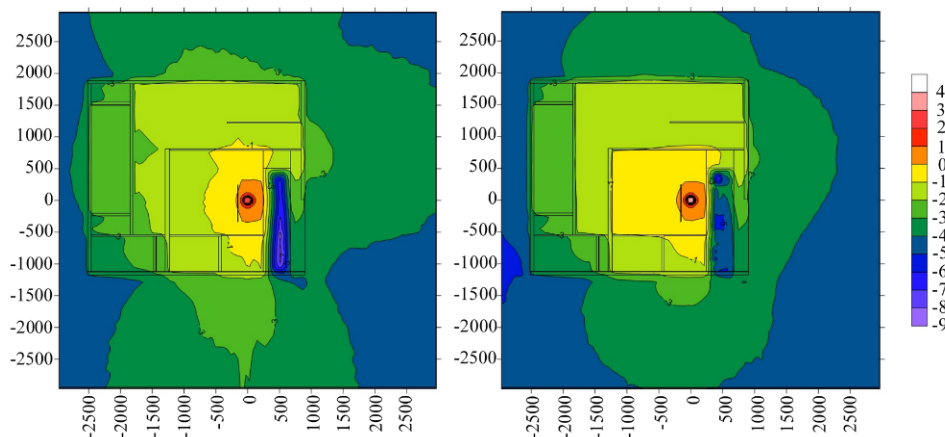


Рис. 8. Распределение поглощённой дозы мгновенных гамма-квантов и нейтронов в Гр для ОВЧ на кантователе, сечение xu на уровне центра активной зоны

По результатам расчетов определены границы ЯОЗ и места расположения блоков детектирования САС СЦР. Расстояние от очага СЦР до блока детектирования составляет 2 м.

Расчетная доза гамма-излучения в месте размещения блока детектирования составляет 2 Гр.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ И РЕЗУЛЬТАТЫ ДИССЕРТАЦИОННОЙ РАБОТЫ

Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при обращении с ОЯТ является главным моментом общей проблемы обращения с ЯМ.

Реакторы с ТЖМТ имеют ряд конструктивных особенностей, которые следует учитывать при утилизации ЯЭУ. К числу таких особенностей относится конструкция активной зоны реактора, которая вместе с защитной пробкой представляет собой единый выемной блок. Кроме того, ядерное топливо реакторов с ТЖМТ имеет повышенное обогащение, что требует обеспечения более строгого режима его сохранности для соблюдения условий нераспространения ядерных материалов. После окончания работы ЯЭУ с ТЖМТ теплоноситель затвердевает и образует монолитную конструкцию, внутри которой расположены сборки с ядерным топливом и поглощающие элементы системы регулирования реактивности реактора.

Ещё одна сложность – определение радиационного потенциала ОВЧ. ЯЭУ имеют неодинаковую энерговыработку и соответственно различную накопленную радиоактивность в активной зоне, стержнях СУЗ, теплоносителе и в близлежащих конструкционных материалах. Источники гамма-квантов различных ОВЧ отличаются между собой на порядок, и на два порядка – по выходу нейтронов. Для каждого ОВЧ, с учётом индивидуальных особенностей, проводился расчётный анализ для обоснования ядерной безопасности на каждом эта-

пе разборки, оценки радиационной обстановки в местах работы персонала, расчета дозовых нагрузок на персонал, расчета и усовершенствования радиационной защиты.

Радиационная защита сильно ослабляет ионизирующее излучение и получить распределение частиц с допустимой статистической погрешностью за защитой имеющимися в распоряжении программными средствами тяжело. Достоверные результаты расчётов для защитных задач можно получить, применяя методы понижения дисперсии.

Целью настоящей работы являлась верификация и апробация методов понижения дисперсии (итерационного (MAGIC) метода и метода различной ценности в ячейках) для обоснования радиационной безопасности, оптимизации защиты и оценки дозовой нагрузки на персонал при проведении работ по выгрузке ОЯТ. Применение этих методов понижения дисперсии позволило оперативно получить достоверные результаты расчётов с допустимой статистической погрешностью. В процессе выполнения поставленной задачи получены следующие основные результаты:

1. Разработана двумерная тестовая модель защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива. Бенчмарк имеет реальный реакторный прототип. Он имеет простую геометрию и в нём учтены основные конструкционные особенности, характеристики источника излучения и однозначно описаны детекторы.

2. С помощью двумерного бенчмарка проведена апробация и верификация методов понижения дисперсии. Получены значения мощностей доз в расчётных точках с использованием метода вынужденных столкновений, метода задания ценности в расчётных ячейках (imp), метода MAGIC (весовые окна). Проведено сравнение результатов, полученных с применением каждого из этих методов с прямым расчётом, а также между собой. Результаты наглядно демонстрируют преимущество MAGIC-метода. Метод задания ценности в расчётных ячейках также позволил получить достоверные результаты расчётов. Метод вынужденных столкновений не понизил статистическую погрешность до допустимых значений. MAGIC-метод подходит для обоснования радиационной безопасности при разборке реакторов с ТЖМТ. Метод задания ценности в расчётных ячейках также может применяться для расчётов, но расчётная модель должна быть простой. Применение метода задания ценности в расчётных ячейках усложняет расчётную модель из-за дополнительного разбиения геометрических зон.

3. С помощью MAGIC-метода был произведён расчёт ОБЧ без топлива в ТУКе. В расчётах учитывались следующие источники: источник гамма-квантов от органов регулирования (Eu-152 и Eu-154), источник гамма-квантов от верхних твэльных решёток и корпуса реактора (Co-60). Мощности доз оценивались в расчётных точках на расстоянии 10 см и 2 метров. Статистическая погрешность расчёта составила меньше допустимых значений (5 %).

Расчёт показал, что конструкция ТУКа не обеспечивает уровень ионизирующего излучения, соответствующий требованиям норм НП-053-16. Для обеспечения уровня излучения, соответствующего нормам НП-053-16, нужно использовать дополнительную радиационную защиту.

В качестве дополнительной защиты рассматривались стальные конструкции – кожух нейтронной защиты и стальные кольца, толщиной 2,6 см. Расчёты проводились для шести вариантов дополнительной защиты:

- 1) с одним кольцом,
- 2) с двумя кольцами,
- 3) с тремя кольцами,
- 4) с четырьмя кольцами и двумя над выступом ТУКа,
- 5) с кожухом нейтронной защиты и одним кольцом,
- 6) с кожухом нейтронной защиты и двумя кольцами.

Все шесть вариантов имеют одинаковые источники и геометрию, имеющие небольшие отличия. Эти задачи рассчитывались с весовыми окнами, полученными для варианта 3 – с тремя стальными кольцами.

Для всех вариантов значения относительной погрешности получились меньше допустимых значений. Для первого варианта (с одним кольцом), МЭД на расстоянии 10 см и 2 м значительно превосходит допустимые значения. Вариант 2 (с двумя кольцами) снижает МЭД до допустимых значений на расстоянии 10 см, но на расстоянии 2 метров максимальная доза превышает допустимые значения более чем в 2 раза. Варианты 3–6 дополнительной защиты удовлетворяют требованиям НП-053-16.

4. Для обеспечения проектирования САС СЦР определены места возможного возникновения СЦР и выполнены расчеты полей нейтронов и гамма-излучения при возможной СЦР с целью обоснования:

- границ ЯОЗ;
- мест размещения блоков детектирования САС СЦР;
- порогов срабатывания САС СЦР;
- значений мощности амбиентного эквивалента дозы нейтронного и гамма-излучения на различных расстояниях от места возникновения СЦР в пределах ЯОЗ.

Расчёты проводились для ОВЧ на кантователе. Применение MAGIC-метода позволило получить достоверные результаты (статистическая погрешность менее 10 %) для всей расчётной области.

Результаты проведённых расчетных исследований с учетом индивидуального подхода к каждому ОВЧ применялись:

- для обоснования ядерной безопасности на каждом этапе разборки;
- оценки радиационной обстановки в местах работы персонала;
- расчета дозовых нагрузок на персонал;
- расчета и усовершенствования радиационной защиты.

В целом результаты расчётов обеспечили необходимой информацией проведение работ по выгрузке отработавшего ядерного топлива из реакторов с ТЖМТ.

**Основное содержание диссертации опубликовано
в следующих работах**

1. Проведение расчётов в обоснование радиационной безопасности при выгрузке и разборке активных зон отработавших выемных частей реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ / **Девкина Е.В.**, Суслов И.Р., Чернов В.А. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2022. – № 2. – С. 73–79 (авторство не разделено).
2. Особенности проведения расчётов методом Монте-Карло двумерной тестовой модели защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива / **Девкина Е.В.**, Суслов И.Р. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2022. – № 4. – С. 15–24 (авторство не разделено).
3. Расчёт ядерно-опасных зон при разборке реакторов с тяжёлым жидкометаллическим теплоносителем / **Девкина Е.В.** // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2024. – № 3. – С. 104–113.
4. Devkina E.V., Suslov I.R., Chernov V.A. Carrying out calculations of radiation safety during unloading and disassembly of cores of spent removable parts of reactors with liquid metal coolant of submarines // Nuclear Energy and Technology – 2022. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.8.96563/> (дата доступа 13.12.2022) (авторство не разделено).

Подписано к печати 13.03.2025 г. Заказ № 50.
Формат 60×84 ¹/₁₆. Усл. п. л. 0,8. Уч.-изд. л. 1,1. Тираж 80 экз.

Отпечатано с оригинала автора в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».
249033, Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.