



Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
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)

ДИССЕРТАЦИЯ

на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель –
канд. физ.-мат. наук
И.Р. Суслов

Обнинск 2025

ОГЛАВЛЕНИЕ

СПИСОК ОБОЗНАЧЕНИЙ И СОКРАЩЕНИЙ	4
ВВЕДЕНИЕ	5
ГЛАВА 1. Анализ возможностей применения существующих методов и кодов для обоснования радиационной безопасности при разборке реакторов с ТЖМТ	14
1.1 Особенности проведения расчётов для оценки радиационной обстановки	14
1.1.1 Численные методы решения уравнения переноса излучения.....	15
1.1.2 Метод Монте-Карло в задачах переноса излучения	15
1.2 Основные коды, используемые для решения уравнения переноса излучений	17
1.2.1 Код MCCG3D.....	17
1.2.2 Код MCNP	18
1.2.3 Код MCU	19
1.2.4 Код ММКФК	20
1.3 Методы понижения дисперсии.....	21
1.3.1 Метод усечения	22
1.3.2 Методы контроля популяций	22
1.3.3 Моделирование по ценности.....	26
1.3.4 Частично детерминистические методы	28
1.4 Генерация весовых окон.....	30
1.4.1 Гибридный метод генерации весовых окон	30
1.4.2 MAGIC (Method of Automatic Generation of Importances by Calculation).....	34
1.5 Расчётные коды для генерации весовых окон	35
1.5.1 Расчётный код ADVANTG	35
1.5.2 Гибридный метод расчета PO-CADIS.....	36
1.5.3 Расчётный код MESHMOD	37
1.5.4 Другие коды.....	38
1.6 Выводы по главе 1	39
ГЛАВА 2. Выбор методов понижения дисперсии для обоснования радиационной безопасности на основе расчёта двумерной тестовой модели	41
2.1 Бенчмарк	41
2.2 Геометрия и материальный состав бенчмарка	44

2.3 Применение методов понижения дисперсии для тестовой расчётной модели.....	48
2.4 Перечень критериев качества, использованных в инструкции по программе MCNP	51
2.5 Стратегия выполнения расчёта	54
2.6 Результаты расчётов	56
2.7 Выводы по главе 2	62
ГЛАВА 3. Расчётное обоснование применения дополнительной защиты ТУК при транспортировке и хранении ОВЧ с выгруженным ядерным топливом	63
3.1 Введение.....	63
3.2 Источники.....	64
3.3 Расчётная модель.....	66
3.4 Защита.....	72
3.5 Выводы по главе 3	81
ГЛАВА 4. Расчёт ядерно опасных зон при разборке реакторов с жидкометаллическим теплоносителем	82
4.1 Введение.....	82
4.2 Обеспечение ядерной безопасности	83
4.3 Ядерно опасная зона.....	85
4.4 Методика расчетов.....	87
4.5. Расчёт ЯОЗ для кассеты в ТК-6, находящейся в приемке для дезактивации	88
4.6 Расчёт ЯОЗ при СЦР на кантователе.....	93
4.7 Выводы по главе 4	97
ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	98
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	102

СПИСОК ОБОЗНАЧЕНИЙ И СОКРАЩЕНИЙ

CADIS	– Consistent Adjoint Driven Importance Sampling
FW-CADIS	– Forward-Weighted Consistent Adjoint Driven Importance Sampling
MAGIC	– Method of Automatic Generation of Importances by Calculation
WW	– Weight Window
БД СЦР	– блок детектирования самоподдерживающейся цепной реакции
МПД	– методы понижения дисперсии
МЭД	– мощность эффективной дозы
ОВЧ	– отработавшая выемная часть
ОЯТ	– отработавшее ядерное топливо
РАО	– радиоактивные отходы
САС СЦР	– система аварийной сигнализации самоподдерживающейся цепной реакции
СУЗ	– система управления и защиты
СЦР	– самоподдерживающаяся цепная реакция
ТЖМТ	– тяжёлый жидкометаллический теплоноситель
ТУК	– транспортный упаковочный комплект
ЯОЗ	– ядерно опасная зона
ЯОУ	– ядерно опасный участок
ЯЭУ	– ядерная энергетическая установка

ВВЕДЕНИЕ

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.

Вывод из эксплуатации является одним из основных этапов жизненного цикла любой ЯЭУ наряду с выбором площадки, проектированием, строительством, вводом в эксплуатацию и эксплуатацией. Процесс снятия с эксплуатации фактически начинается с момента окончательного останова ЯЭУ. Вывод из эксплуатации является завершающим этапом жизненного цикла, под которым понимается комплекс мероприятий, направленных на исключение использования установки в качестве источника энергии и обеспечивающих безопасность персонала, населения и окружающей природной среды [1].

Особого внимания требует радиационное обследование остановленных для вывода из эксплуатации реакторов для оценки общего объема источников ионизирующих излучений, их радионуклидного состава и прогноза снижения активности во времени. Данные о радиационном состоянии остановленных реакторов будут влиять на выбор стратегии вывода из эксплуатации и детальное планирование работ.

Жидкометаллический теплоноситель не вносит каких-либо специфических трудностей в проблему утилизации этих реакторов, однако необходимо учитывать ряд конструктивных отличий ЯЭУ данного типа, влияющих на соответствующие технологические процессы при утилизации. К числу таких отличий 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 [2].

Конструктивные особенности реакторов с ТЖМТ требуют применения оригинального оборудования и индивидуальной технологии для подготовки и выгрузки ОЯТ из реакторов, существенно отличающихся от технологии выгрузки ОЯТ из водо-водяных реакторов. Одной из отличительных особенностей реакторных установок с ТЖМТ является то, что по окончании работы реактора в процессе снижения температуры теплоносителя он затвердевает и образует монолитную конструкцию, внутри которой расположены сборки с ядерным топливом и поглощающие элементы системы регулирования реактивности реактора. Технология предусматривает одновременную выгрузку из реактора всех тепловыделяющихборок вместе с регулируемыми элементами, т. е. демонтируется (удаляется) целиком вся активная зона реактора (отработавшая выемная часть – ОВЧ) [2].

ОВЧ реакторов с ТЖМТ являются источниками интенсивного нейтронного и гамма-излучения [3]. Для того, чтобы удовлетворить нормам радиационной безопасности, требуется применять толстые слои радиационной защиты, которые будут ослаблять нейтронное и гамма-излучение на 8-10 и более порядков. Это задачи глубокого прохождения частиц. Получить распределение частиц за защитой, имеющимися в ядерной физике методами расчёта (детерминистический и стохастический), сложно [4].

Детерминистический метод позволяет получить подробное решение для всей расчётной системы. Однако он содержит погрешности, связанные с дискретизацией независимых пространственных, энергетических и угловых переменных в уравнении переноса, из-за этого могут получаться решения, не имеющие физического смысла, например, отрицательные значения потоков частиц [5]. Это происходит в основном при расчёте защиты. Чтобы получить достоверные результаты для этого класса задач приходится задавать подробное пространственно-энергетическое разбиение, и ресурсов ЭВМ может не хватить для расчёта. Задача будет либо медленно сходиться, либо совсем не будет считаться.

Стохастический метод (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. В методе Монте-Карло моделируется поведение отдельных частиц, и по этим данным делается вывод о поведении частиц в среднем [6]. Для достоверных результатов необходимо определённое количество частиц. При расчёте защитных задач в пространство за защитой попадает небольшое количество частиц, и этого количества недостаточно для получения результатов с допустимой погрешностью. Такой тип задач либо очень медленно сходится и требует больших вычислительных затрат, либо значения погрешности получаются намного больше допустимых значений и результаты расчётов некорректные. Для расчёта такого класса задач методом Монте-Карло применяются методы понижения дисперсии, которые искусственно увеличивают количество частиц в областях за защитой, чтобы достичь нужной выборки [7].

Актуальность темы исследования

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 [8]. 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.

Активность ОВЧ зависит от энерговыработки конкретного реактора. Источники гамма-квантов различных ОВЧ отличаются между собой на порядок, и на два порядка по выходу нейтронов [9].

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.) [10], т. к. слишком подробное описание геометрии может усложнить задачу и практически не уменьшить 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 погрешность 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 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 [11] (метода различной ценности в ячейках и итерационного (MAGIC) метода [12]) 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 расчеты 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.

Научная новизна

Научная новизна работы заключается в том, что впервые для обоснования радиационной безопасности при выводе из эксплуатации ЯЭУ с ТМЖТ 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 ТМЖТ с приемлемой точностью. Результаты расчётов с учетом индивидуального подхода к каждому ОВЧ применялись для:

- оценки радиационной обстановки в местах работы персонала;
- расчета дозовых нагрузок на персонал;
- расчета 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 [13].
- Научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики – Нейтроника», Обнинск, 2022 [14].

Публикации

Основной материал диссертации представлен в 8 работах, из которых 4 статьи в научных рецензируемых журналах из списка ВАК, 2 материала конференций и 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 диссертации

Диссертация состоит из введения, четырёх глав, заключения и списка использованных источников из 89 наименований. Работа представлена на 112 страницах и содержит 24 иллюстрации и 9 таблиц.

Благодарности

Считаю необходимым выразить благодарность своему научному руководителю кандидату физико-математических наук Суслову И.Р. Хочу выразить глубокую благодарность кандидату физико-математических наук Чернову В.А., начальнику лаборатории 613 Николаеву С.А. и сотрудникам 613 лаборатории за постановку задачи, ценные пояснения при проведении расчётов и поддержку. Автор признателен Чернову С.В. за предоставленную программу MESHMOD и за помощь в её освоении. Я очень благодарна кандидату физико-математических наук Пышко А.П. и кандидату технических наук Алексееву П.А. за то, что нашли время прочитать диссертацию и сделать ценные замечания. Также хочу поблагодарить доктора физико-математических наук, профессора

Коробейникова В.В. за обсуждение работы. Я признательна доктору технических наук Троянову В.М. и доктору физико-математических наук Гулевичу А.В. за важные поправки в диссертации.

ГЛАВА 1. Анализ возможностей применения существующих методов и кодов для обоснования радиационной безопасности при разборке реакторов с ТЖМТ

1.1 Особенности проведения расчётов для оценки радиационной обстановки

Одна из основных задач при обосновании радиационной безопасности — это расчёт полей нейтронного и гамма излучений. В настоящее время для расчёта полей нейтронного и гамма-излучений используются многочисленные программы. Некоторые из этих программ рассчитаны для определённого, узкого круга задач, другие — универсальные и позволяют решать разнообразные задачи.

Оценка радиационной обстановки при обращении с ОЯТ имеет ряд особенностей, которые нужно учитывать при выборе расчётных средств. Такие особенности заключаются в следующем:

- 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.

Современные программы для расчёта полей излучения основаны на решении стационарного кинетического уравнения Больцмана. Для решения

уравнения переноса используются численный детерминистический метод и метод Монте-Карло [10].

1.1.1 Численные методы решения уравнения переноса излучения

Большинство численных методов может быть применено как к нейтронам, так и к фотонам, а некоторые также к электронам и другим заряженным частицам. Основная задача методов – преобразование уравнения переноса к виду, удобному для численных расчётов. По энергетической переменной чаще всего это многогрупповой подход, однако в ряде случаев проводится рассмотрение задачи в дискретных узлах. В результате уравнение переноса сводится к системе односкоростных уравнений. Различные подходы существуют и при численной обработке угловой переменной: полиномиальное разложение или дискретно-ординатное представление. В результате уравнение переноса сводится к системе дифференциальных уравнений (по пространственной переменной). Такая система преобразуется далее к системе алгебраических уравнений. Переход к ней осуществляется либо построением разностных схем, либо специальным приёмом – таким, как, например, в методе моментов [15].

Существует два подхода к решению систем разностных уравнений – итерационный и безытерационный. Для ускорения сходимости итерационного процесса используются различные приёмы ускорения сходимости.

Для расчёта защиты в основном используются различные модификации метода дискретных ординат. Они оказались наиболее приспособленными для расчётов неоднородных защит со сложной структурой геометрии [10].

На основе численных методов разработаны следующие коды: РОЗ/КАСКАД/КАТРИН [16]-[18], РАДУГА [19], ONEDATE/TWODANT [20], MCCG3D [21], ODETTA [22].

1.1.2 Метод Монте-Карло в задачах переноса излучения

Метод Монте-Карло – это численный метод решения математических задач при помощи моделирования случайных величин [23]. Расчёт по методу

Монте-Карло заключается в случайной выборке из некоторой генеральной совокупности в соответствии с определёнными вероятностными законами [24].

В применении к решению задач теории переноса нейтронов или фотонов сложный стохастический процесс прохождения частиц в веществе рассматривается как последовательность конечного числа элементарных событий. К таким событиям относятся рождение частиц в источнике, движение без взаимодействия на некотором пути, взаимодействие какого-либо типа и, если частица при этом не поглощается, снова движение до следующего взаимодействия. Зная вероятность каждого из этих событий, можно воспроизвести движение (траекторию) определённой частицы в веществе. Далее из анализа достаточно большого количества траекторий можно определить различные характеристики поля излучения.

В процессе моделирования траекторий можно выделить четыре основных шага или модуля. Цикл 2-4 повторяется, пока параметры частицы не выйдут за заданные пределы таких величин, как геометрические границы объекта, минимальная энергия и др. Таким образом генерируется история одной частицы. После её завершения происходит выбор новой частицы из источника [10].



Если при расчёте по методу Монте-Карло точно моделируются реальные вероятностные законы, то такой способ расчёта называют аналоговым. Однако, если изучаемые события происходят в реальной системе очень редко, то это же будет наблюдаться и в модельной аналоговой системе. Следовательно, может получиться, что огромный объём вычислений даст мало ценной информации. Такой эффект наблюдается при расчёте защиты. Из-за сильного ослабления излучений в область за защитой попадает количество частиц, которого недостаточно, чтобы получить достоверную информацию об их распределении.

Разработано много способов, позволяющих при расчётах по методу Монте-Карло получать больше полезной информации. Такие модификации называются «способами понижения дисперсии» [25].

Метод Монте-Карло использовался при разработке следующих кодов: ММК [26], [27], MCU [28], MCNP [29], [30], BRAND [31].

1.2 Основные коды, используемые для решения уравнения переноса излучений

1.2.1 Код MCCG3D

MCCG3D – 3-мерная программа, основанная на методе длинных характеристик. Она использует несколько вспомогательных алгоритмов, позволяющих существенно уменьшить расчетное время и требуемую память. Программа MCCG3D может быть использована в широком круге задач расчета пространственно-углового и энергетического распределения нейтронов – от расчета ячейки и активной зоны до задач ядерной безопасности и защиты.

Метод длинных характеристик (Long Characteristics – LgC) для уравнения переноса нейтронов известен с 50-х годов, когда Владимиров [32] использовал подход для сферической геометрии. Существует два основных преимущества метода характеристик: отсутствие численной дисперсии и гибкость в описании геометрии, сравнимая с Монте-Карло. С другой стороны, метод страдает от значительных вычислительных затрат времени и требует больших ресурсов памяти. Чтобы обеспечить его эффективность, требуется применение многочисленных алгоритмических «трюков» по организации вычислений и уменьшению хранимой в памяти информации [33].

Программа MCCG3D использует комбинаторное описание геометрии, которое позволяет легко учащать сетку. Границами расчётных ячеек могут быть либо отрезки прямых, либо части окружности. Расположение расчётных ячеек в плоскости произвольно. При решении защитных задач может задаваться либо

пространственно-распределённый источник нейтронов деления, либо изотропный в полусфере поверхностный источник с зависимостью от энергии. Программа ориентирована на расчёт систем с поворотной и (или) отражательной симметрией. В программе есть визуализатор геометрии. В MCCG3D можно решать сопряжённую задачу [34].

1.2.2 Код MCNP

MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code System) – достаточно известный код, разработанный в Лос Аламоской национальной лаборатории (США). Программа основана на методе Монте-Карло [29].

В коде реализованы огромные возможности. Существует возможность проводить расчёты в очень сложной трёхмерной геометрии. Можно задавать различные фигуры: параллелепипед, куб, цилиндр, шар, конус, поверхности второго порядка (эллипсоид, гиперболоид, параболоид) и некоторые поверхности четвёртого порядка (эллиптический или круговой тор, параллельный одной из осей координат). Также реализована возможность проведения вставок, накладок, вырезов, врезок геометрических фигур т. п., что позволяет детально описывать геометрию расчёта. Ещё одна функция, реализованная в MCNP – перемещение и повороты осей координат, что позволяет расширить количество используемых геометрических фигур. Для удобства проверки ввода геометрических параметров в коде предусмотрена визуализация введенной геометрической модели, что существенно облегчает и уменьшает время поиска ошибок при задании геометрии расчёта.

Чтобы избежать монотонного описания в одной задаче одних и тех же частей, предусмотрена возможность повторения и вложения геометрических тел. Это позволяет моделировать такие сложные системы, как сборки ТВС, каналы СУЗ в защите, панели холодильника-излучателя и т. д.

Код MCNP использует библиотеку оценённых данных ENDF/B-VI [30] и работает с непрерывной зависимостью сечений от энергии. Но предусмотрены варианты работы и с групповым набором констант. Групповым набором

констант в основном пользуются при решении сопряжённой задачи. Код MCNP позволяет решать нейтронные, фотонные, нейтронно-фотонные, электронные, нейтронно-фотонно-электронные, электронно-фотонные, фотонно-электронные задачи. Кроме того, возможно решение задачи на k_{eff} , возможна работа с различным набором источников как для расчёта k_{eff} , так и для обычных расчётов. Диапазон работы кода по энергии следующий: для нейтронов от 10^{-11} МэВ до 20 МэВ, для электронов и фотонов от 1 кэВ до 1000 МэВ.

В коде предложен большой выбор методов понижения дисперсии. Существует возможность автоматического создания весовых окон с помощью генератора весовых окон в коде MCNP. Генератор весовых окон программы MCNP использует результаты прямого расчёта распределения частиц. Полученное распределение частиц за защитой будет иметь большую погрешность и неверные значения. Весовые окна, полученные таким способом, некорректны и не будут эффективно понижать статистическую погрешность. Выход из ситуации – применение дополнительных автоматических методов генерации весовых окон.

1.2.3 Код MCU

Код MCU (Monte-Carlo Universal) разработан в РИЦ «Курчатовский Институт» [35] под руководством Л.В. Майорова. Основное назначение программы – проведение прецизионных расчётов функционалов потока нейтронов в ядерных реакторах. Также она может использоваться для расчёта защиты ядерных реакторов.

Код позволяет учитывать эффекты непрерывного изменения энергии при столкновениях, а также как непрерывную, так и ступенчатую зависимость сечений от энергии. Расчёты могут проводиться с использованием спектра деления мгновенных и запаздывающих нейтронов. Сечения наиболее важных нуклидов описываются «бесконечным» числом точек, так как при моделировании в каждой энергетической точке они вычисляются по резонансным параметрам. Такая схема позволяет проводить расчёты

непосредственно с использованием данных по резонансным параметрам без предварительной подготовки таблиц сечений и оценивать температурные эффекты через аналитические зависимости сечений от температуры. Моделирование столкновений в области термализации проводится по выбору пользователя либо в многогрупповом приближении, либо по модели непрерывного изменения энергии с учётом корреляций между изменением энергии и угла при рассеянии. В обоих случаях учитываются химические связи, тепловое движение ядер и когерентные эффекты для упругого рассеяния.

Точность расчёта задач на критичность методом Монте-Карло ограничена только точностью используемых библиотек ядерных данных.

Константное обеспечение пакета программ MCU – банк нейтронно-физических данных DLC/MCUDAT-1.0.

Программный комплекс MCU позволяет рассчитывать трёхмерные системы практически любой сложности [36]. Методом комбинаторной геометрии системы описываются набором простых тел. В распоряжении пользователя имеются 13 типов тел (цилиндр, конус, шар, параллелепипед и т. д.). Описание геометрии и граничных условий облегчается возможностью использования симметрии системы и заданием решёток, получаемых размножением некоторых исходных элементов. В решётки могут включаться неоднородности как аппликации. Каждой геометрической зоне пользователь приписывает ряд атрибутов: номер материала, номер регистрационной зоны, номер регистрационного объекта и т. д. Для решёток эти атрибуты могут генерироваться автоматически с использованием минимальной информации, задаваемой пользователем.

В программе есть возможность применять методы понижения дисперсии – весовые окна [37].

1.2.4 Код ММКФК

ММКФК, разработанный Франк-Каменецким – комплекс модулей для высокоточных инженерных расчётов методом Монте-Карло нейтронно-

физических характеристик систем с ядерными делящимися материалами различных спектральных классов на базе 28-групповых библиотек констант с моделированием кинематики упругого рассеяния нейтронов, учётом резонансных эффектов в подгрупповом приближении и эффектов термализации ниже 1эВ в 40-групповом приближении. Геометрические особенности рассчитываемых систем описываются набором специализированных геометрических модулей и модулем комбинаторной геометрии [38]. Комплекс обслуживается системой визуализации геометрии, сканирующей произвольные сечения рассматриваемой системы, их фрагменты и позволяющей редактировать задание и тут же выводить измененную картину на экран.

Одной из наиболее характерных черт комплекса ММКФК является его полифункциональность – как по разнообразию классов решаемых задач, так и по множеству вычисляемых функционалов. По разнообразию вычисляемых величин ММКФК сравним, пожалуй, только с MCNP, уступая последнему лишь в классе задач переноса заряженных частиц, но превосходя в области расчёта параметров кинетики и задач теории возмущений.

Помимо традиционных функционалов – таких, как k_{eff} , групповые и зонные потоки, плотности источников, скорости реакций на отдельных нуклидах – в ММКФК есть ещё возможность решения сопряжённого уравнения переноса [39].

Есть версия ММКФК, в которой реализованы методы расщепления и рулетки на заданных поверхностях зон с различной ценностью, в точках столкновения частиц, весовые окна и систематической выборкой длины пробега [40].

1.3 Методы понижения дисперсии

Эффективность оценки определяется в первую очередь статистической погрешностью. Чем меньше статистическая погрешность при заданном числе историй, тем эффективнее оценка. Также необходимо учитывать время расчёта,

так как оценки, имеющие меньшую статистическую погрешность, требуют больше расчётного времени. При выборе оценки используется понятие эффективности расчёта, которая определяется как величина, обратная произведению статистической погрешности и времени расчёта.

Существуют четыре основных метода понижение дисперсии [41]:

1.3.1 Метод усечения

Простейший метод понижение дисперсии. Он ускоряет расчёты усечением компоненты фазового пространства, которая не вносит существенный вклад в рассчитываемый функционал. В MCNP он представлен методами усечения по энергии и усечения по времени. В основе метода усечения по энергии лежит то, что частицы с энергией ниже энергии усечения не рассматриваются в расчётах. Метод усечения по времени похож на метод усечения по энергии, только критерием выступает время жизни частицы. Частицы исчезают, когда их время жизни превышает время выключения. Время выключения ограничивается треками, и таким образом уменьшается время истории. Метод усечения по энергии следует применять, когда точно известно, что частицы с энергией, ниже энергии выключения, не вносят существенный вклад в рассчитываемые функционалы.

1.3.2 Методы контроля популяций

Методы контроля популяций частиц используют расщепление и «русскую рулетку» частицы. 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 [42]. 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 рулетки и расщепления.

Для частиц, которые влетают в малоценные области, применяется рулетка. Смысл рулетки в том, что разыгрывается гибель частицы с вероятностью p . 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 рулетки, применяемый при пересечениях частицами определённых поверхностей, и вариант расщепления и 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 [43]. В программе MCNP этот метод реализован в расщеплении геометрии и «русской рулетке», в энергетическом расщеплении и «русской рулетки», обрезании веса и весовых окнах.

1.3.2.1 Расщепление геометрии и «русская рулетка»

Пользователем в каждой геометрической ячейке задаётся ценность I , с помощью карты `imp`. Значения ценностей ячеек увеличиваются по направлению движения частиц. Когда частицы с весом W вылетают из ячейки с ценностью I в ячейку с большей ценностью I' , частицы расщепляются на n одинаковых частиц низшего веса, согласно следующему способу. Если $I' / I = n$ целое число и n больше или равно 2 частицы расщепляются на n одинаковых частиц, каждая с весом W / n . Если отношение I' / I не целое число, но больше единицы расщепление делается вероятностным, так, чтобы ожидаемое число расщеплений было равно отношению вероятностей. Пусть $n = [I' / I]$, целая часть выражения I' / I , вероятность p будет определяться как $p = I' / I - n$. Тогда с вероятностью p используется $n + 1$ частица, и с вероятностью $1-p$ используется

n частиц. Например, если I'/I равно 2,75, 75 % времени 1 частица расщепляется на 3 и 25 % времени 2 частицы расщепляются на 2. Перераспределённый вес для каждой частицы равен $W = I/I'$ [44].

С другой стороны, если частица весом W вылетает из ячейки ценностью I в ячейку более низкой ценности I' , так, что $I'/I < 1$, разыгрывается русская рулетка и частица исчезает с вероятностью $1 - (I'/I)$ или следует дальше с вероятностью I'/I и весом $W = I/I'$ [44].

Присвоенные значения ячеек могут иметь любое значение – они не ограничены целыми значениями. Желательно, чтобы в расположенных рядом геометрических ячейках не было большой разницы значений ценности, так как это даёт большую нагрузку в надёжной выборке [45]. Лучше брать отношение значений ценностей находящихся рядом ячеек маленьким и иметь ячейки с толщиной в направлении движения частиц менее чем две длины свободного пробега [46].

1.3.2.2 Энергетическое расщепление и «русская рулетка»

Применяется для задач с энергетической зависимостью, в которых частицы в отдельных энергетических областях вносят в оценку большой вклад. С помощью энергетического расщепления более ценные энергетические уровни выбираются чаще, используя расщепление веса на несколько частиц, а менее важные энергетические группы попадают в выборку менее часто с помощью «русской рулетки».

Энергетическое расщепление и рулетка не зависят от пространственных ячеек. Если задача имеет пространственно-энергетическую зависимость лучше использовать пространственно-энергетические весовые окна.

1.3.2.3 Выключение веса

В выключении веса «русская рулетка» включается, если вес частицы падает ниже веса, определённого пользователем. Частицы либо исчезают, либо их вес увеличивается до заданного пользователем. Метод выключения веса был

вначале предложен для использования с геометрическим расщеплением и «русской рулеткой» и неявным захватом.

Выключение веса в ячейке j зависит не только от W_{C1} (нижняя граница веса) и W_{C2} (верхняя граница веса), определённых в карте CUT, но также и от ценности ячейки. Выключение веса применяется, когда вес частицы падает ниже $Rj \cdot W_{C2}$, где Rj отношение ценности ячейки источника к ценности ячейки j (IMP-карта). С вероятностью $W / (W_{C1} \cdot Rj)$, где W – вес частицы, частица выживет с новым весом $W_{C1} \cdot Rj$, иначе частица уничтожится.

Разыгрывание выключения веса не похоже на усечение по времени и энергии. В усечение по времени и энергии, случайные блуждания всегда завершаются, когда пересекается порог.

1.3.2.4 Весовые окна

Весовые окна – метод расщепления и «русской рулетки», имеющий пространственную и энергетическую зависимость. На геометрическую часть фазового пространства накладывается сетка. Она может быть либо прямоугольной, либо цилиндрической. По энергии выделяется несколько энергетических групп. Для каждой пространственно-энергетической ячейки фазового пространства пользователь задаёт нижнюю весовую границу. Верхняя весовая граница W_U 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 W_S внутри окна, либо частица исчезает. Если вес частицы выше весовой границы окна, она расщепляется так, что все расщепленные частицы находятся внутри весового окна.

Пользователь определяет W_L для каждой пространственно-энергетической ячейки в файле `wwinp`. W_S и W_U рассчитывается, используя две константы. C_S и C_U (вводятся в WWP-карту).

Весовые окна могут применяться к поверхностям, местам столкновений или к тому и другому.

В MCNP есть функция автоматического получения весовых окон – генератор весовых окон. Для каждой пространственно-энергетической ячейки рассчитывается ценность [47].

$$\text{Ценность} = \frac{\text{Полное количество частиц (и их продуктов), влетающих в ячейку}}{\text{Полный вес веса, влетающего в ячейку}} .$$

Весовые окна определяются как величины, обратно пропорциональные ценности, затем они записываются в файл, который используется для дальнейших расчётов [48].

1.3.3 Моделирование по ценности

В моделировании по ценности реальные физические процессы искажаются таким образом, чтобы события, которые представляют интерес для расчёта, происходили более часто, чем это имеет место в действительности. Своего рода «компасом» при этом является функция ценности, а искажение реальных процессов затем компенсируется соответствующим выбором оценивающей случайной величины. В MCNP этот метод включает экспоненциальное преобразование, неявный захват, вынужденное столкновение, смещение источника и смещение генерации нейтронно-индуцированных фотонов.

1.3.3.1 Экспоненциальное преобразование

Экспоненциальное преобразование искусственно уменьшает макроскопические сечения в нужном направлении, позволяя частицам свободно двигаться. В малоценном направлении макроскопическое сечение, наоборот, увеличивается, препятствуя движению частиц [49].

Макроскопические сечения изменяются в соответствии с

$$\Sigma_t^* = \Sigma_t (1 - p\omega) \quad (1)$$

- где Σ_t^* – преобразованное полное сечение,
- Σ_t – реальное полное сечение,

- Σa – сечение поглощения,
- Σs – сечение рассеяния,
- p – параметр экспоненциального преобразования использующийся, чтобы изменить угол смещения $|p| < 1$. Может быть константой или $p = \Sigma a / \Sigma t$, в случае, когда $\Sigma_t^* = \Sigma s$ и
- μ – косинус угла между старым и новым направлениями частицы. $|\mu| \leq 1$.

При столкновении частиц вес умножается на множитель w_c , так что предполагаемый вес столкновения сохраняется в любой точке

$$w_c = \frac{\sum_t e^{-\Sigma_t s}}{\sum_t^* e^{-\Sigma_t^* s}} = \frac{e^{-\rho \Sigma_t \mu s}}{1 - \rho \mu} \quad (2)$$

Экспоненциальное преобразование эффективно для одномерной геометрии и для энергетически независимых задач [50].

1.3.3.2 Неявный захват

При столкновении частицы с ядром есть вероятность, что она будет поглощена ядром и уничтожена. При неявном захвате частица выживает с вероятностью $\sigma_{ai} / \sigma_{ti}$ и новым весом $W \cdot (1 - \sigma_{ai}) / \sigma_{ti}$, где σ_{ti} – полное микроскопическое сечение для нуклида i , σ_{ai} – сечение поглощения для нуклида i .

1.3.3.3 Вынужденное столкновение

Метод вынужденного столкновения – способ понижения дисперсии, который увеличивает выборку столкновений в определённой ячейке. Метод вынужденных столкновений делит частицы на столкнувшиеся и не столкнувшиеся. Столкнувшуюся часть частиц вынуждают сталкиваться внутри текущей ячейки. Не столкнувшаяся часть частиц существует внутри текущей ячейки без столкновений и сохраняется в банке до тех пор, пока частицы не

пересекут границу ячейки. Вес не столкнувшихся частиц умножается на вероятность существования частиц внутри ячейки без столкновений и равен $W = W_0 e^{-\Sigma_t d}$,

- где W_0 – вес текущей частицы перед вынужденным столкновением,
- d – расстояние до поверхности ячейки в направлении частиц,
- Σ_t – полное макроскопическое сечение материала ячейки.

Столкнувшаяся часть частиц имеет вес $W = W_0(1 - e^{-\Sigma_t d})$, то есть вес столкнувшихся частиц умножается на вероятность соударения в ячейке.

1.3.3.4 Смещение источника

Более ценные частицы источника испускаются с большей частотой, но с меньшим весом, менее ценные частицы, наоборот, испускаются реже, но с большим весом [51].

1.3.4 Частично детерминистические методы

Частично детерминистические методы являются наиболее сложным классом методов понижения дисперсии. Они обходят нормальный случайный процесс блуждания с помощью оценки следующего события и управления последовательностью случайных чисел. В MCNP этот метод включает точечный детектор, DXTRAN и коррелированную выборку.

1.3.4.1 Точечный детектор

Точечные детекторы используются, когда нужно рассчитать величину потока в точке пространства. Из-за маленького размера вероятность попадания частиц в точку пространства близка к нулю, поэтому туда направляются фиктивные частицы. Когда в источнике рождается новая частица или она подвергается столкновению, можно рассчитать фиктивную частицу в конкретной точке пространства.

1.3.4.2 DXTRAN

DXTRAN обычно используется, когда нужно рассчитать функционалы в маленькой зоне, в которой у частиц слишком маленькая вероятность попадания в эту зону. Чтобы улучшить эту ситуацию, пользователь определяет во входном файле DXTRAN сферу, которая окружает маленькую зону.

При взаимодействии или испускании частицы на поверхности сферы DXTRAN создаётся специальная «DXTRAN-частица» и она рассеивается в DXTRAN-сферу без столкновения, к поверхности DXTRAN-сферы. Взаимодействие частиц обрабатывается как взаимодействие обычных частиц. Однако, если частицы пытаются пересечь DXTRAN-сферу, то исчезают не DXTRANовые частицы. DXTRAN используется в комбинации с «русской рулеткой».

1.3.4.3 Коррелированная выборка

Метод особенно полезен в тех случаях, когда требуется рассчитать малое изменение в системе, вызванное каким-либо возмущением (например, изменение сечений взаимодействия при изменении температуры). Если такие эффекты рассчитывать путём выполнения двух независимых расчётов, то часто оказывается, что статистическая погрешность превышает само возмущение.

В возмущённом и невозмущённых расчётах контролируется последовательность случайных чисел. Она перераспределяется так, чтобы все истории в обоих расчётах начинались с одинаковых псевдослучайных чисел.

Правильное использование методов понижения дисперсии позволяет проводить расчёты с хорошей статистикой, в том числе и задач глубокого проникновения. Используемые некорректно методы понижения дисперсии могут привести либо к ложным значениям с хорошей статистикой, либо к результатам со статистической погрешностью, выше допустимой. Некоторые методы понижения дисперсии имеют общее применение, и их сложно использовать неправильно (например, весовые окна или расщепление геометрии и «русская рулетка»), другие – более специфичны, и их следует использовать с

осторожностью (экспоненциальное преобразование, методы усечения, вынужденные столкновения).

1.4 Генерация весовых окон

Весовые окна наиболее эффективный и универсальный метод понижения дисперсии. Для простой геометрии весовые окна можно получить вручную, методом подбора. Для сложной геометрии весовые окна создаются автоматически с помощью программ – генераторов весовых окон. В программе MCNP есть генератор весовых окон. Для получения весовых окон эта программа использует результаты прямого расчёта распределения частиц. В местах с сильным ослаблением потоков полученное распределение частиц будет иметь большие статистические погрешности и неверные значения. Весовые окна, которые генерируются на основе такого распределения частиц, не будут эффективно понижать статистическую погрешность. Для получения эффективных окон нужно использовать распределение частиц, полученное другими методами. Существует два основных подхода получения исходных данных для генерации весовых окон: гибридный и итерационный методы.

1.4.1 Гибридный метод генерации весовых окон

В гибридном методе весовые окна создаются с помощью решения сопряженной формы уравнения переноса. Сопряжённая задача решается детерминистическим методом, поэтому этот метод называют гибридным.

Решением прямого уравнение переноса является пространственное и энергетическое распределение частиц, вылетающих из источника. Решение сопряжённого уравнения – это вклад частиц в функционал, регистрируемый детектором.

$$\begin{aligned} [\hat{\Omega} \cdot \nabla + \Sigma_t(\vec{r}, E)]\psi(\vec{r}, \hat{\Omega}, E) = \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \Sigma_s(\vec{r}E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \cdot \hat{\Omega})\psi(\vec{r}, \hat{\Omega}', E') + \\ + q(\vec{r}, \hat{\Omega}, E), \end{aligned} \quad (3)$$

$$\begin{aligned} [-\hat{\Omega} \cdot \nabla + \Sigma_t(\vec{r}, E)]\psi^*(\vec{r}, \hat{\Omega}, E) = \int_0^\infty dE' \int_{4\pi} d\hat{\Omega}' \Sigma_s(\vec{r}E' \rightarrow E, \hat{\Omega}' \cdot \hat{\Omega})\psi^*(\vec{r}, \hat{\Omega}', E') + \\ + q^*(\vec{r}, \hat{\Omega}, E). \end{aligned} \quad (4)$$

Здесь (3) – стационарное уравнения с постоянным источником, (4) – сопряжённое уравнения переноса, где $\psi(\vec{r}, \hat{\Omega}, E)$ нейтронный поток, Σ_t – полное макроскопическое сечение, Σ_s – сечение рассеяния, q – источник и * обозначает сопряжённую задачу. Сопряжённый источник представляет собой функцию отклика детектора [52].

Результатом расчёта задач по методу Монте-Карло является получение функционала или отклика, то есть потока частиц, дозы, скорости реакций и т. д., который можно выразить как:

$$R = \int_{4\pi} d\Omega \int_V dV \int_E dE \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) \sigma_d(\vec{r}, E, \hat{\Omega}). \quad (5)$$

$\sigma_d(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ – некоторая функция (например, функция перевода потока в дозу)

Сопряжённый и прямой потоки связаны следующим соотношением:

$$\langle \psi q^* \rangle = \langle \psi^* q \rangle, \quad (6)$$

где $\langle \ \rangle$ – интеграл по всем независимым переменным, используя (6) и уравнение (5) можно переписать:

$$R = \int_{4\pi} d\Omega \int_V dV \int_E dE \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) q^*(\vec{r}, E, \hat{\Omega}). \quad (7)$$

$$R = \int_{4\pi} d\Omega \int_V dV \int_E dE \psi^*(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) q(\vec{r}, E, \hat{\Omega}). \quad (8)$$

1.4.1.1 CADIS-метод

Consistent Adjoint Driven Importance Sampling (CADIS) – метод для расчёта пространственно-энергетической зависимости локальных оценок. CADIS основывается на физическом смысле сопряжённого источника [53].

$$\hat{q}(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \frac{\psi^*(\vec{r}, E, \hat{\Omega})q(\vec{r}, E, \hat{\Omega})}{\iiint_{4\pi EV} \psi^*(\vec{r}, E, \hat{\Omega})q(\vec{r}, E, \hat{\Omega})d\vec{r}dEd\hat{\Omega}} = \frac{\psi^*(\vec{r}, E, \hat{\Omega})q(\vec{r}, E, \hat{\Omega})}{R}, \quad (9)$$

где $\hat{q}(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ – распределение смещённого источника и R отклик детектора рассчитываемого функционала.

Вес частиц определяется как

$$w(\vec{r}, E, \hat{\Omega})\hat{q}(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = w_0\hat{q}(\vec{r}, E, \hat{\Omega}), \quad (10)$$

где w_0 – несмещённый вес вылетающих частиц, равный 1. Преобразуя (10),

$$w(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \frac{R}{\psi^*(\vec{r}, E, \hat{\Omega})}. \quad (11)$$

Вначале детерминистическим методом рассчитывается упрощённая задача, в которой учитываются основные особенности геометрии. Для получения весовых окон такого приближённого описания достаточно. По результатам этих расчётов создаётся карта ценностей. Затем обратно пропорционально сопряжённому скалярному потоку рассчитывается распределение весов частиц.

Параметры понижения дисперсии в уравнениях (9) и (11) зависят от значений отклика R . CADIS может использоваться не только для одной расчётной области, но и для небольшого количества оценок. В этом случае используется следующее приближение:

$$R = R_1 + R_2 + \dots + R_N \quad (12)$$

так, что

$$q^* = q_1^* + q_2^* + \dots + q_N^* \quad (13)$$

Этот метод может быть эффективен для задач, где оценки находятся примерно на одинаковом расстоянии от источника. Однако, если CADIS применяется к оценкам, расположенным на разных расстояниях от источника, статистическая погрешность в этих точках может отличаться. Это происходит из-за того, что ценность методом CADIS определяется как ожидаемый вклад в полный отклик R , и сравнительно низкие вклады делаются оценками с относительно низшим ожидаемым значением, то есть те, которые находятся дальше от источника [54].

Для задач, в которых требуется оценить функционалы во многих ячейках и энергетических столбцах, а также когда используется сеточная оценка, этот метод не подходит.

1.4.1.2 FW-CADIS-метод

Forward-Weighted CADIS – метод получения весовых окон для задач, в которых нужно рассчитать оценку на всей расчётной области или в точках, которые находятся на различном расстоянии от источника [55]. Для того, чтобы получить такой тип оценок делается предположение, что распределение частиц на всей расчётной области однородное. Несмотря на то что «физически» это не является откликом детектора, такое предположение даёт возможность получить оценку на всей расчётной области с допустимой погрешностью и даёт возможность сконструировать сопряжённую функцию ценности. Формула для расчёта отклика частиц выразим через поток частиц:

$$R = \int d\Omega \int dV \int dE \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) f(\vec{r}, E, \hat{\Omega}), \quad (14)$$

где $f(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ – функция, которая преобразует поток частиц в Монте-Карловский поток. Физическая плотность потока частиц связана с Монте-Карловской плотностью с помощью среднего веса:

$$n(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \bar{w}(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) m(\vec{r}, E, \hat{\Omega}). \quad (15)$$

$$\psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = n(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) v(\vec{r}, E, \hat{\Omega}), \quad (16)$$

где $\psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ – поток частиц, $v(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ – скорость. Используя (10) и (11), плотность частиц можно записать как:

$$m(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \frac{n(\vec{r}, E, \hat{\Omega})}{\bar{w}(\vec{r}, E, \hat{\Omega})} = \frac{\psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})}{\bar{w}(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) v(\vec{r}, E, \hat{\Omega})}. \quad (17)$$

Подставляя в уравнение (14) выражение (17) для потока частиц получим

$$R = \int \int \int_{4\pi V E} \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) \left[\frac{1}{\bar{w}(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) v(\vec{r}, E, \hat{\Omega})} \right] d\vec{r} dE d\hat{\Omega}. \quad (18)$$

Затем заменяя выражение в (18) $\bar{w}(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) v(\vec{r}, E, \hat{\Omega})$ на прямой поток, получим:

$$R = \int \int \int_{4\pi V E} \psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) \left[\frac{1}{\psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})} \right] d\vec{r} dE d\hat{\Omega}. \quad (19)$$

Из формул (7) и (19) получается соотношение между потоком и сопряжённым источником

$$q^*(\vec{r}, E, \hat{\Omega}) = \frac{1}{\psi(\vec{r}, E, \hat{\Omega})}. \quad (20)$$

Сопряжённый источник обратно пропорционален потоку частиц, то есть там, где прямой поток имеет маленькие значения, сопряжённый источник будет иметь большие значения, и наоборот.

В FW-CADIS-методе проводятся два детерминистических расчёта: прямой расчёт, чтобы получить сопряжённый источник, и сопряжённый расчёт для оценки функции ценности. Функция ценности затем используется, чтобы получить весовые окна по методике CADIS.

1.4.2 MAGIC (Method of Automatic Generation of Importances by Calculation)

MAGIC-метод – итерационный метод автоматического генерирования весовых окон. В отличие от гибридного метода, для получения весовых окон используются результаты расчётов прямой задачи по методу Монте-Карло [56].

На первом шаге проводится расчёт по методу Монте-Карло для нахождения распределения частиц на всей расчётной области. В ячейках, где есть сильное ослабление, получаются нулевые значения. Для этих ячеек значения потоков заменяются на средние арифметические $\frac{1}{n} \left(\sum_{i=1}^n \Phi_i \right)$ либо средние геометрические $\left(\prod_{i=1}^n \Phi_i \right)^{1/n}$, используя соседние ячейки. Реконструкция по среднему арифметическому обычно даёт более огрубленную картину, с завышением потока в восстановленных ячейках. В результате получается достаточно гладкое распределение, пригодное для проведения дальнейших итераций. Это распределение частиц используется для получения весовых окон [57].

На втором шаге проводится расчёт с весовыми окнами, полученными на первом шаге, затем по этим результатам расчётов генерируются весовые окна, которые используются на следующем шаге. Итерации проводятся до достижения требуемой точности.

1.5 Расчётные коды для генерации весовых окон

1.5.1 Расчётный код ADVANTG

ADVANTG (An Automated Variance Reduction Parameter Generator) – программа с гибридной методикой, разработанная в Окриджской Национальной лаборатории, на основе программы MCNP и детерминистического кода DENOVO [58]. В ADVANTG реализованы методы CADIS и FW-CADIS. Применение этих методов состоит из нескольких шагов, которые приведены в таблице 1

Таблица 1 – Применение методов CADIS и FW-CADIS в программе ADVANTG

№ шага	Действие	CADIS	FW-CADIS
1	2	3	4
1	Считывание входного файла MCNP Преобразование макроскопических констант в групповые Преобразование геометрических зон в детерминистическую пространственную сетку	X	X
2	Преобразование зон, в которых оценивается расчётный функционал для детерминистического расчёта	X	X
3	Преобразование источника MCNP в геометрические и энергетические группы		X
4	Проведение прямого детерминистического расчёта по программе DENOVO Считывание полученных потоков		X
5	Получение FW-CADIS сопряжённого источника		X

Продолжение таблицы 1

1	2	3	4
6	Получение CADIS сопряжённого источника из оценок	X	
7	Проведение сопряженного расчёта по программе DENOVO Считывание полученных потоков	X	X
8	Создание файла весовых окон	X	X

ADVANTG – полностью автоматизированная программа, для её работы требуется название входного файла MCNP, название метода (CADIS или FW-CADIS), число шагов пространственной сетки, название библиотеки групповых констант.

1.5.2 Гибридный метод расчета PO-CADIS

Гибридный метод расчёта PO-CADIS разработан в ГИЦ РФ–ФЭИ на основе программ MCNP, MCCG3D и MXWWG. В методе реализована схема автоматического уменьшения дисперсии CADIS [59]. Сопряжённая задача решается с помощью детерминистической программы MCCG3D, программа MXWWG применяется для генерации весовых окон. Получение весовых окон по гибриднему методу состоит нескольких этапов:

- Построение расчётной модели и проведение сопряжённого расчёта по программе MCCG3D.
- Считывание и обработка полученных потоков частиц, генерация весовых окон.
- Проведение расчёта по программе MCNP с весовыми окнами.

Программа не полностью автоматизирована, пользователь должен вручную делать входные файлы для программ MCCG3D и MCNP и согласовывать их между собой.

1.5.3 Расчётный код MESHMOD

Расчётный код MESHMOD разработан в ГНЦ РФ ФЭИ Черновым С.В. на основе программы MCNP. В программе используется итерационный метод автоматического генерирования весовых окон – MAGIC-метод. В программе используется следующая процедура:

- проводится прямой расчет по MCNP распределения потоков частиц во всем фазовом пространстве задачи с «плохой» статистикой;
- результаты расчета конвертируются в «весовые окна» и подставляются в новый расчет по MCNP; цикл повторяется до достижения требуемой статистической погрешности результатов.

Данный подход хорош тем, что не требует использования других кодов (кроме сервиса по конвертации данных) и сопутствующих работ по подготовке моделей. Основная сложность состоит в том, как компенсировать неполноту статистики в ходе первых итераций. Значительная часть ячеек фазового пространства в защитных задачах при расчетах «в лоб» вообще не содержит статистики. На практике расчет с «весовыми окнами», полученными из решения с неполной статистикой, часто приводит к прекращению работы программы MCNP [12].

В рамках пакета MESHMOD используется простейшая 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 соседним ячейкам. Дополнительно можно задать коррекцию данных по среднеквадратичным отклонениям (как способ борьбы с локальными статистическими неоднородностями в завершающих итерациях):

$$\Phi \leftarrow \frac{\Phi}{1 + c_1 \frac{\sigma_\Phi}{\Phi} + c_2 \left(\frac{\sigma_\Phi}{\Phi} \right)^2} . \quad (21)$$

Несмотря на простоту расчетной схемы, на практике она показывает впечатляющую эффективность. Расчет полей для реальных систем сходится в большинстве случаев после 3–4 итераций. В общей сложности на средней машине расчет занимает 3–4 сут [12].

1.5.4 Другие коды

AVATAR [60] – это расширенная версия программы MCNP, реализованная с помощью графического интерфейса Justine. AVATAR автоматически генерирует сетку для сопряженных вычислений, производит с помощью кода THREEDANT [61] вычисления на этой сетке, строит весовые окна, которые затем используются в программе MCNP. В коде THREEDANT можно использовать как прямоугольную (XYZ), так и цилиндрическую (RZ θ) сетки.

TRIPOLI [62] – код Монте-Карло, в котором, помимо переноса нейтронов, также рассматривается перенос фотонов, электронов и позитронов. В TRIPOLI есть возможность использования весовых схем (экспоненциальное смещение, частичная выборка и смещение столкновения), которые определяют функцию ценности частицы на расчетной сетке. Функция ценности частицы конструируется с помощью метода графической сетки [63] или приближенной плотности вероятности столкновения из сопряженного уравнения Больцмана.

Код ATTILA [64], [65] решает уравнение переноса детерминистическим методом. Он интегрирован с программой MCNP, что позволяет готовить входной файл для программы MCNP. Код ATTILA поддерживает графический интерфейс для задания в программе MCNP геометрических областей, ввода материального состава, весовых окон и другой информации. Данный код автоматически генерирует весовые окна.

1.6 Выводы по главе 1

В главе выполнен обзор основных методов, методик и программных кодов, которые, как считает автор, являются наиболее подходящими и доступными для решения задач прохождения излучения через защитные композиции. Анализ их возможностей для обоснования радиационной безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом реакторов с ТЖМТ позволяет сделать несколько выводов:

– При использовании численных методов появляются дополнительные погрешности, связанные с дискретизацией пространственных, энергетической и угловых переменных. 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.

– 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.

– Из описанных выше 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.

– 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.

– 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 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.

ГЛАВА 2. Выбор методов понижения дисперсии для обоснования радиационной безопасности на основе расчёта двумерной тестовой модели

2.1 Бенчмарк

Защита транспортных упаковочных комплектов (ТУК) должна обеспечивать необходимое ослабление потоков нейтронов и гамма-квантов. При этом необходимо, чтобы защита имела минимальный вес и (или) габариты. При проектировании защиты реактора приходится иметь дело со сложной картиной прохождения гамма-квантов и нейтронов. Расчёт полей нейтронов и гамма-квантов – одна из основных проблем, возникающая при проектировании защиты.

Для верификации расчётных методов применяются результаты расчётов тестовых моделей реакторов. Результаты расчётов тестовых моделей помогают решить проблемы, возникающие при расчёте защиты. Разработчики программ (расчётных методов) и констант получают возможность оценить в реальном масштабе погрешности, к которым приводит использование созданных ими расчётных методов, систем констант, и определить направление развития этих методов. Расчётчики с помощью бенчмарков могут выбрать более эффективные расчётные методы, позволяющие проводить серийные расчёты с заданной точностью. Экспериментаторам тестовые модели помогают оценить погрешность измерений, выбрать наиболее подходящие средства измерений и спланировать дальнейшие эксперименты. Результаты анализа тестовых моделей могут быть перенесены на реальные конструкции защиты, являющимися прототипами моделей [66].

К настоящему времени создано много международных и российских систем бенчмарков, ниже перечисляются некоторые из них.

База данных бенчмарков SINBAD [67], [68] включает в себя около 100 защитных экспериментальных бенчмарков. Они делятся на три группы:

бенчмарки для реакторной защиты, для защиты зоны воспроизводства и для защиты ускорителей.

Еще один известный международный бенчмарк – VENUS-2. Он был создан для верификации расчётов систем с MOX-топливом. В нём рассматривается двух- и трёхмерная геометрия. В качестве экспериментальной базы исследований были взяты эксперименты, проведённые на реакторе нулевой мощности (критсборке) VENUS-2. Активная зона реактора содержит 12 квадратных (15×15 твэлов) тепловыделяющих сборок (ТВС). В центральную область активной зоны загружены ТВС с урановым топливом, на периферии – с MOX-топливом. Экспериментальные данные VENUS-2 включают результаты измерений аксиальной утечки и потвэльного распределения поля деления и некоторых важных скоростей реакций, а также полное детальное описание геометрии и состава сборки [69], [70].

Можно отметить канадскую систему тестовых моделей, использующуюся для верификации детерминистического кода Attila. Результаты расчётов бенчмарков по программе Attila сравниваются с результатами расчётов по программе MCNP [71]. В этой системе бенчмарков рассматриваются источники нейтронов и гамма-квантов как от работающих ЯЭУ, так и источники нейтронов и гамма-квантов от отработавшего топлива.

Из вышесказанного можно сделать вывод, что в большинстве тестовых моделей анализируются работающие ЯЭУ, а не отработавшее реакторное топливо и бенчмарки, в которых рассматриваются источники гамма-квантов, значительно меньше, чем бенчмарков с источниками нейтронов.

При выводе из эксплуатации ЯЭУ, выгрузке активной зоны, дальнейшей переработке и утилизации ядерных отходов необходимо учитывать не только нейтронные источники от отработавшего топлива, но и источники гамма-квантов, которые вносят существенный вклад в формирование дозы. Источниками гамма-квантов в реакторах являются продукты деления топлива, наведённая активность в конструкционных материалах, активация теплоносителя и органов регулирования.

В главе 2 приводятся результаты расчёта бенчмарка. Автор считает, что с помощью этой тестовой модели можно выбрать наиболее оптимальные расчётные методики и применять их затем для обоснования радиационной безопасности при выгрузке ОЯТ.

Предложенный бенчмарк относится к категории расчётных тестов и имеет реальный реакторный прототип. Для этого типа тестов концентрации ядерных нуклидов приближённо отражают реальные составы. Некоторые другие характеристики также могут быть упрощены по сравнению с прототипом. Особенностью нейтронно-физических реакторных тестов этого типа является достаточно большая свобода при подготовке констант (расчёта макро- и микросечений). Из-за этого результаты могут иметь достаточно большие расхождения при использовании разных систем подготовки сечений [72].

В рассматриваемом бенчмарке вычисляются поля гамма-квантов для контейнера с отработавшим ядерным топливом. Конструкция контейнера должна обеспечивать уровень доз на поверхности, соответствующий нормам радиационной безопасности [73] и требованиям к транспортированию радиоактивных материалов [74], что определяется спектром излучения (изотопным составом) и интенсивностью источника. Параметры источника зависят от начального состава топлива, выгорания топлива, энерговыработки реактора и времени выдержки.

В предложенной тестовой модели учитывались следующие требования.

1. Тестовая модель должна являться обобщённым представлением определённого 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 описаны детекторы, представляющие интерес для проектировщиков [66].

2.2 Геометрия и материальный состав бенчмарка

Геометрия бенчмарка задаётся цилиндрами, оси которых лежат на оси z . Топливная зона гомогенизирована, на рисунке 1 она изображена чёрным цветом. Источник располагается в топливной зоне. В топливной зоне в виде колец размещены органы регулирования. Центральный ОР задан в виде стержня. На рисунках 1 и 2 представлена расчётная схема бечмарка. Размеры на них указаны в сантиметрах

Источник гамма-квантов расположен в топливной зоне и по размерам совпадает с ней. Он равномерно распределён по объёму топливной зоны. Интенсивность источника составляет 1 гамма-квант/с. Спектр источника соответствует спектру Cs-137 – 0,662МэВ.

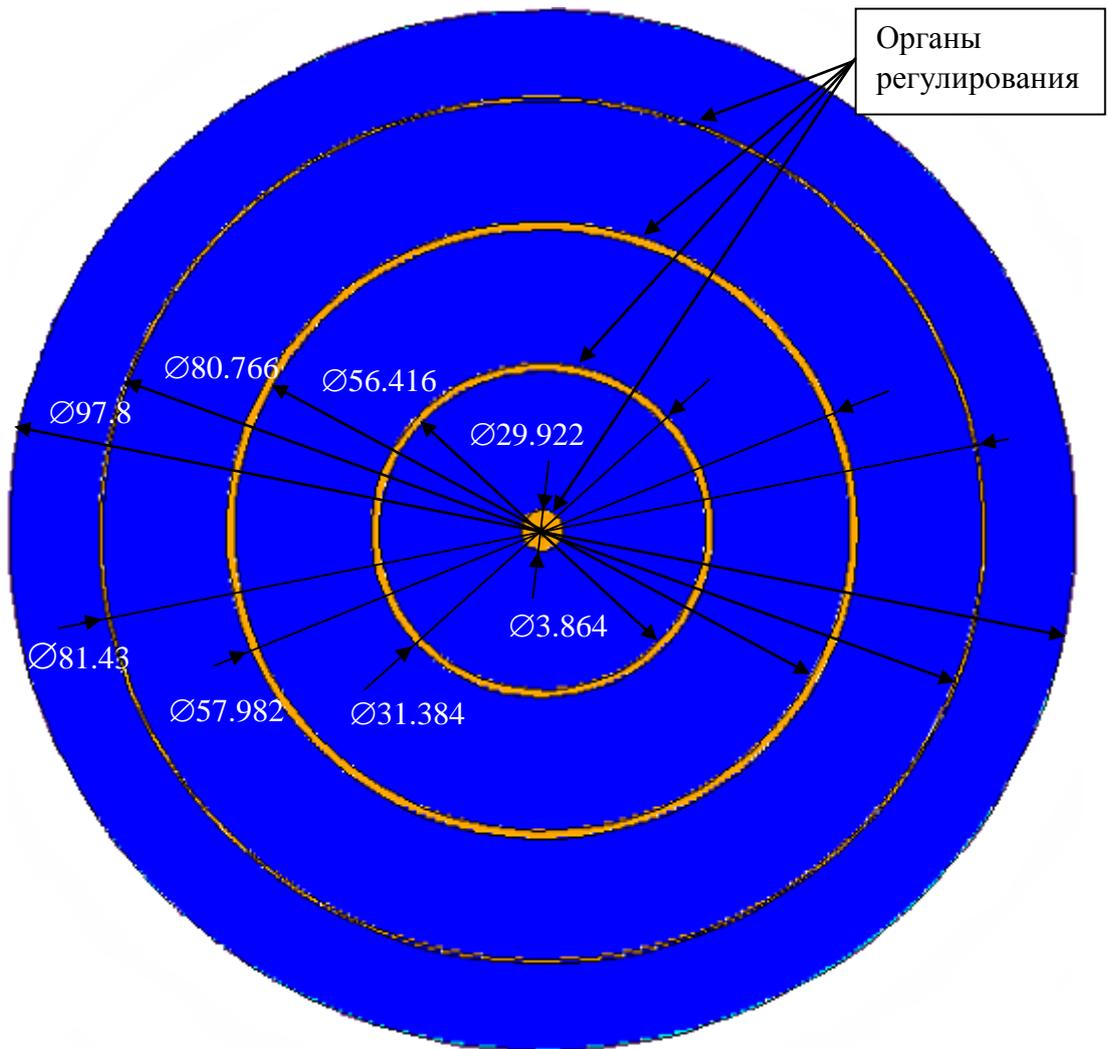


Рисунок 1 – Поперечное сечение активной зоны

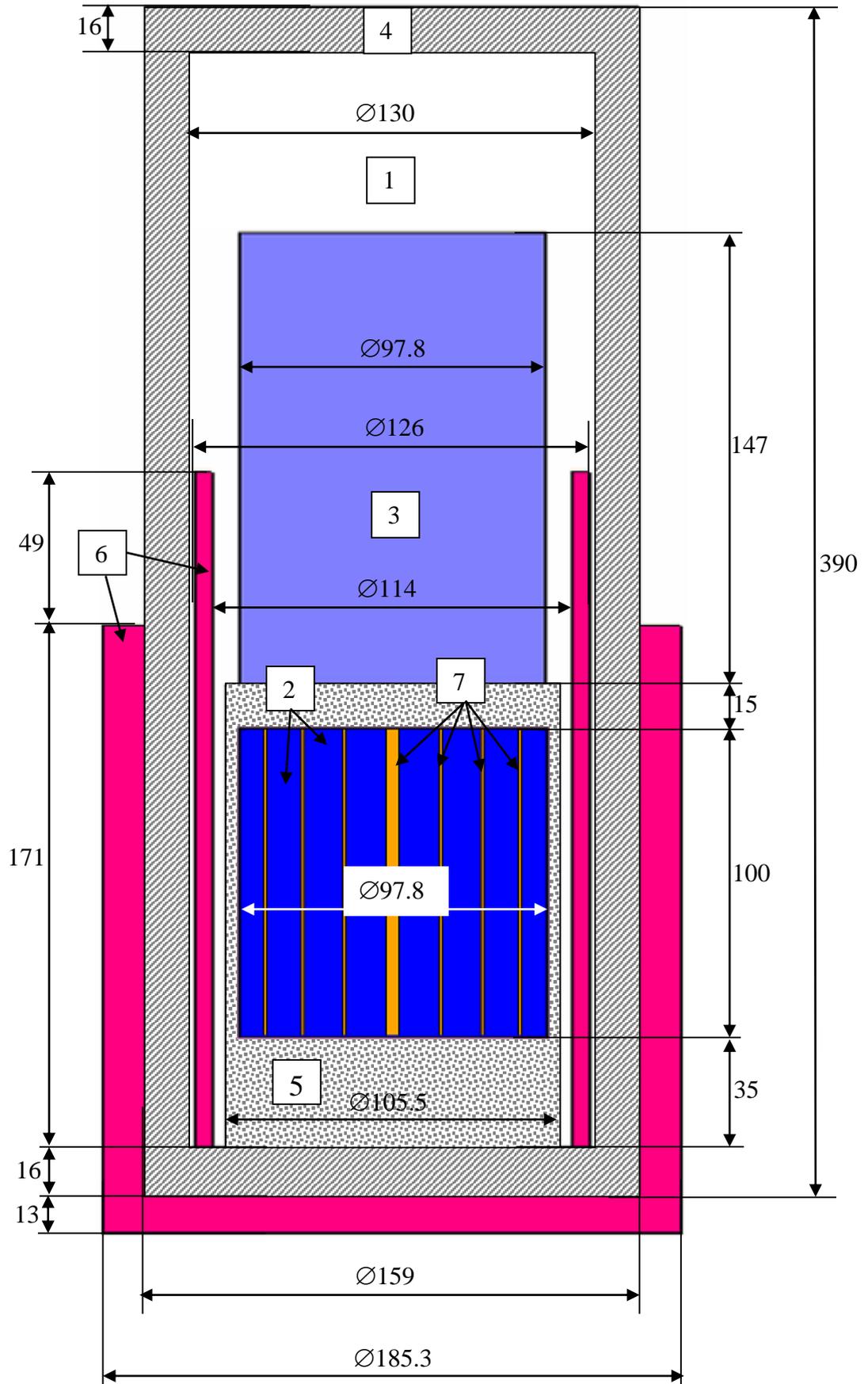


Рисунок 2 – Геометрия и материальный состав бенчмарка. Цифры в квадратах соответствуют номеру материала таблицы 2

В таблице 2 для каждого материала приведены ядерные концентрации (* 10^{24} атом/см³). Для каждого нуклида в таблице дана ядерная доля в материале.

Таблица 2 – Изотопный состав материалов

1 воздух						$\rho=5,38E-05$	
O	2,00E-01	N	8,00E-01				
2 топливо						$\rho=7,96E-02$	
Be	7,54E-01	U235	8,55E-03	U238	1,06E-03	Na	1,42E-02
C	6,14E-04	N	3,68E-03	P	5,71E-05	S	3,68E-05
Cr50	6,41E-04	Cr52	1,24E-02	Cr53	1,40E-03	Cr54	3,49E-04
Mn	6,44E-04	Fe54	5,10E-03	Fe56	8,00E-02	Fe57	1,85E-03
Fe58	2,46E-04	Ni58	2,05E-04	Ni60	7,90E-05	Ni61	3,44E-06
Ni62	1,10E-05	Ni64	2,79E-06	Mo	9,84E-04	Pb206	1,30E-02
Pb207	1,13E-02	Pb208	2,67E-02	Bi209	6,30E-02		
3 бетон						$\rho=8,15E-02$	
H	1,54E-01	O	5,45E-01	Al	2,69E-02	N	1,82E-01
S	7,73E-04	Ca	2,90E-02	Fe54	3,62E-04	Fe56	5,49E-03
Fe57	1,25E-04	Fe58	1,63E-05	Mg	1,06E-02	B10	7,89E-03
B11	2,87E-02	C	9,58E-03				
4 сталь 20						$\rho=8,69E-02$	
C	6,92E-03	Mn	1,36E-02	N	6,91E-03	P	1,79E-04
S	1,39E-04	Cr50	1,45E-04	Cr52	2,68E-03	Cr53	2,98E-04
Cr54	7,29E-05	Ni58	1,30E-02	Ni60	4,85E-03	Ni61	2,07E-04
Ni62	6,52E-04	Ni64	1,61E-04	Cu63	2,44E-03	Cu65	1,05E-03
Mo	6,94E-04	Nb93	1,19E-04	Fe54	5,72E-02	Fe56	8,66E-01
Fe57	1,97E-02	Fe58	2,57E-03				
5 теплоноситель						$\rho=3,09E-02$	
Pb206	1,14E-01	Pb207	9,88E-02	Pb208	2,34E-01	Bi209	5,53E-01
6 БНС-4						$\rho=1,15E-01$	
H	6,21E-01	C	3,13E-01	B10	6,25E-03	B11	2,27E-02
N	3,72E-02						
7 ОР						$\rho=8,40E+00$	
Eu151	2,36E-02	Eu153	2,57E-02	B10	2,27E-01	B11	5,67E-02
Cr50	3,24E-03	Cr52	6,25E-02	Cr53	7,08E-03	Cr54	1,76E-03
C	1,13E-02	Pb206	2,70E-02	Pb207	2,34E-02	Pb208	5,56E-02
Bi209	1,31E-01	Fe54	1,69E-02	Fe56	2,65E-01	Fe57	6,13E-03
Fe58	8,15E-04	Ni58	2,02E-02	Ni60	7,77E-03	Ni61	3,38E-04
Ni62	1,08E-03	Ni64	2,74E-04	Mo	4,71E-04	Mn	3,09E-04
Nb	2,07E-03	Si	2,23E-02	S	1,76E-05	P	2,74E-05

Мощности доз излучения рассчитывались в расчётных точках. На рисунке 3 приведена схема расположения расчётных точек. В соответствии с

требованиями НП-053-16 для транспортировки ядерных материалов, мощности доз излучения не должны превышать 2 мЗв/ч на поверхности контейнера и 0,1 мЗв/ч на расстоянии 2 м от поверхности контейнера. В бенчмарке расчётные точки выбирались так, чтобы оценить максимальную мощность дозы на расстояниях от поверхности защиты контейнера, которые приводятся в нормах радиационной безопасности. Они расположены напротив центра активной зоны на расстоянии 10 см и 2 м, напротив центров нижней и верхней поверхностей на расстоянии 10 см и 2 м [14].

2.3 Применение методов понижения дисперсии для тестовой расчётной модели

В расчётах использовались следующие методы понижения дисперсии (МПД):

- моделирование по ценности;
- методы контроля популяций частиц.

Из моделирования по ценности в расчётах применялся метод вынужденных столкновений. Методы контроля популяций частиц в расчётах представлены двумя способами: метод задания различной ценности в ячейках, который зависит только от пространства, и весовые окна, имеющие пространственно-энергетическую зависимость. Подробно методы понижения описаны в главе 1.

В методах вынужденных столкновений и задания различной ценности в ячейках расчётчик выбирает ячейки и подбирает для них коэффициенты «вручную». Насколько он правильно это сделает и насколько эти методы будут эффективно понижать дисперсию, зависит от его опыта и интуиции. Для методов вынужденных столкновений и задания различной ценности в ячейках рассчитывалось несколько вариантов. В настоящей работе приведены варианты с меньшей статистической погрешностью. В методе весовых окон значения

ценностей весовых окон подбираются программой автоматически. Размер весового окна и количество энергетических групп задает пользователь. Для расчётов весовых окон использовались два варианта пространственно-энергетических сеток с различным разбиением по пространству. В обоих случаях весовые окна эффективно понижали дисперсию [14].

На рисунке 3 изображена расчётная модель для метода вынужденных столкновений. Метод вынужденных столкновений применялся к ячейкам, содержащим материал, сильно ослабляющий гамма-излучение, и к ячейке, в которой оценивались мощности доз.

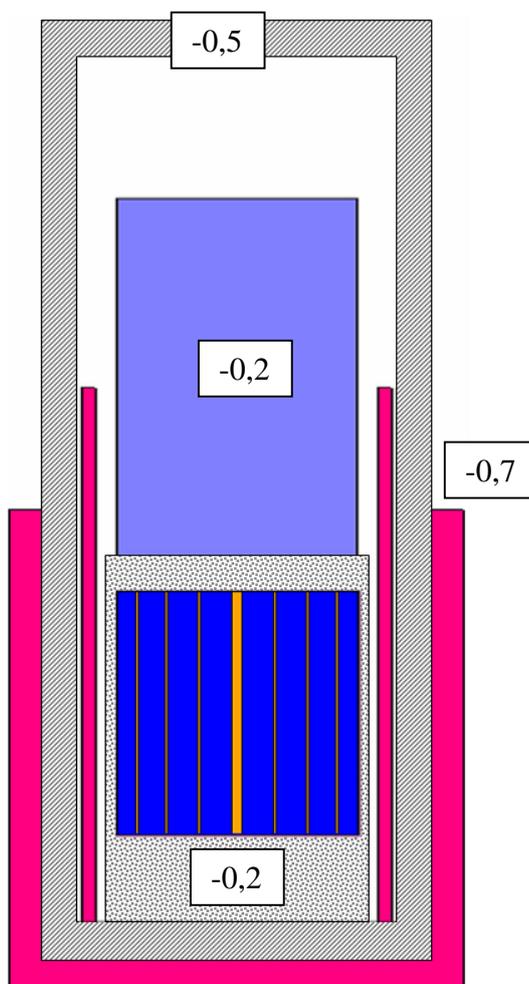


Рисунок 3 – Расчётная модель для метода вынужденных столкновений

На рисунке 4 изображена расчётная модель для задания различной ценности в ячейках. Ячейки с толстыми слоями защитного материала разбивались на более мелкие. Каждой ячейке присваивалось значение ценности. Значения ценности между соседними ячейками должны отличаться в 2-3 раза. На рисунке 4 представлено разбиение ячеек и значения их ценностей.

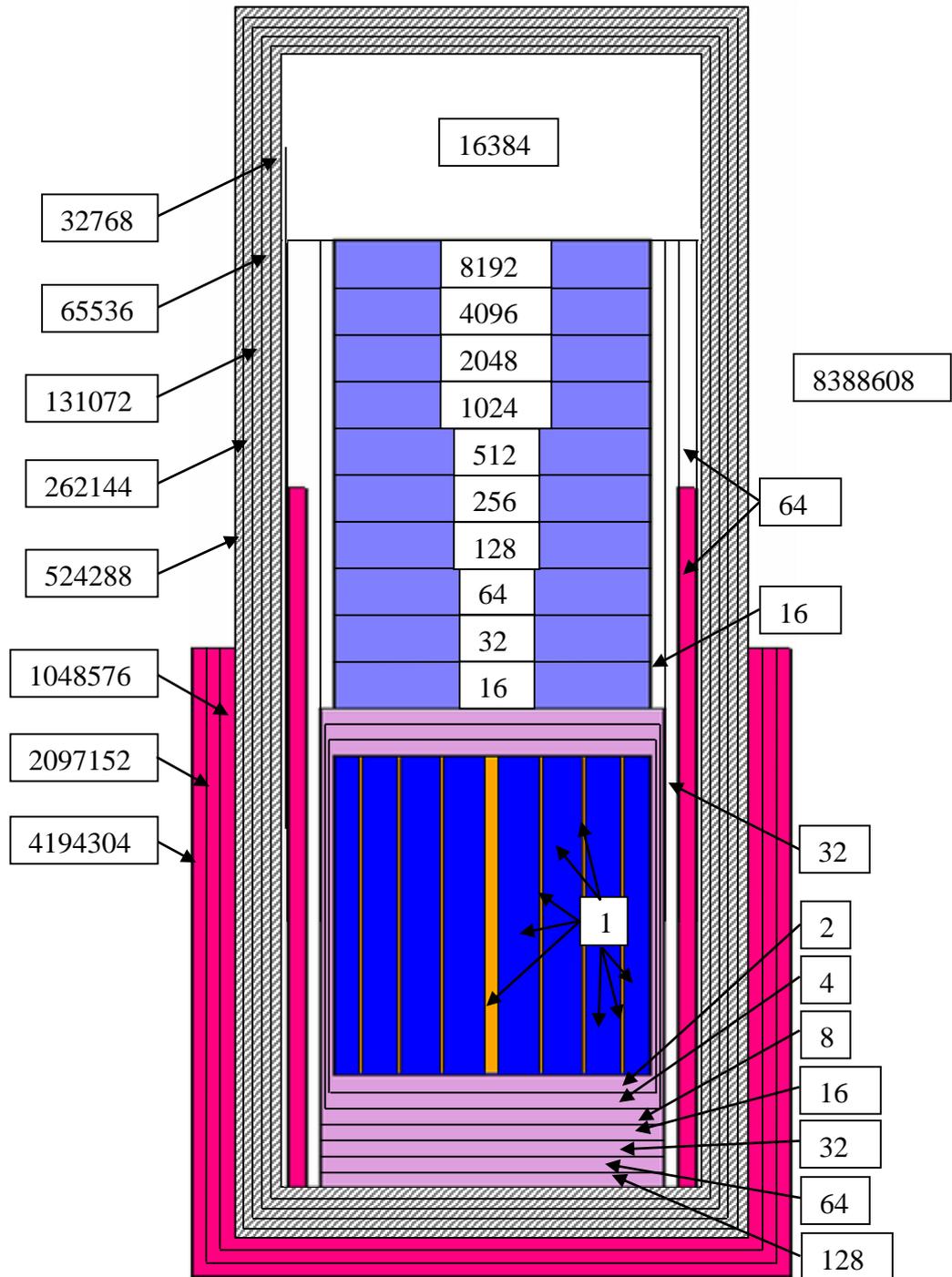


Рисунок 4 – Расчётная модель для метода задания различной ценности в ячейках

Для получения весовых окон использовалась равномерная прямоугольная сетка. По длине и ширине расчётная область разбивалась на 60 частей, по высоте на 100. По энергии выделялись три энергетические группы: $0 \div 0,02$, $0,02 \div 1,25$, $1,25 \div 11$ МэВ. На первом шаге в каждой пространственно-энергетической ячейке с помощью программы MCNP без применения методов понижения дисперсии вычислялся поток гамма-квантов. Далее, используя программу MESHMOD, разработанную Черновым С.В [12], вычисляются весовые окна. На втором шаге производится расчёт потока гамма-квантов по программе MCNP с полученными на предыдущем шаге весовыми окнами. После каждого шага оценивается статистическая погрешность потоков гамма-квантов. Если статистическая погрешность выше допустимых значений (для этого типа оценки погрешность должна быть менее 10 %), то делается следующая итерация, если меньше, то производится финальный расчёт с заданием расчётных функционалов. Для рассчитываемого бенчмарка достаточно было двух итераций. На третьем шаге делался последний расчёт. Расчёт производился на 48 ядерном сервере. Расчёт каждого шага занимал примерно 6 часов.

2.4 Перечень критериев качества, использованных в инструкции по программе MCNP

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

При использовании метода Монте-Карло для расчёта защитных задач возникают трудности. Задачи такого типа либо медленно сходятся, либо погрешность в них носит стохастический характер – задачи глубокого проникновения частиц. Для медленно сходящихся задач достаточно увеличить время счёта, чтобы получить результаты с удовлетворительной погрешностью.

Для задач, в которых погрешность носит стохастический характер, увеличение числа историй не снизит погрешность до допустимых значений. Для такого класса задач нужно применять дополнительные математические методы понижения дисперсии.

В программе MCNP, кроме рассчитываемого функционала и его относительной погрешности, для каждой оценки выдаётся 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, тангенс угла наклона $f(x)$ и также оценивается поведение этих величин, среднего и относительной погрешности в зависимости от количества историй.

FOM (figure of merit) – показатель качества расчёта.

$FOM=1/(R^2T)$, 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 расчёта при изменении количества историй FOM будет одинаковым. Резкое уменьшение FOM показывает, что пролёт 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 расчёта.

VOV (Variance Of Variance) – оценённая относительная погрешность R . VOV включает в себя третий и четвёртый моменты эмпирической функции плотности вероятности $f(x)$.

$$VOV = \sum (x_i - \bar{x})^4 / (\sum (x_i - \bar{x})^2)^2 - 1/N.$$

Производная $f(x)$

Для определения производной эмпирической функции плотности вероятности используется Парето аппроксимация. Общая функция Парето имеет вид $f(x)=a^{-1}(1+kx/a)^{-(1/k)-1}$. Методом максимального правдоподобия находят значения a и k . Из аппроксимации Парето находится тангенс угла наклона SLOPE $SLOPE \equiv (1/k)+1$.

Поведение рассчитываемого функционала, R , FOM, VOV, SLOPE оценивается для второй половины задачи с помощью 10 статистических проверок. Результаты этих проверок выдаются в конце выходного файла. Ниже приводятся характеристики для прямого расчёта, 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 ;

SLOPE $f(x)$

10) значения производной должны быть больше 3, так чтобы существовал второй момент $\int_{-\infty}^{\infty} x^2 f(x) dx$, когда SLOPE экстраполируется на бесконечное количество историй.

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 [29].

2.5 Стратегия выполнения расчёта

Продолжительность расчёта задачи определяется пользователем. Продолжительность расчёта ограничивается либо количеством историй, либо временем. Применение методов понижения дисперсии может увеличить время расчёта одной истории, поэтому для расчётов, в которых применяются методы понижения дисперсии, лучше задавать ограничение по времени. После окончания расчёта оценивается статистическая погрешность и её зависимость от количества историй [75].

В таблице 3 даны критерии, с помощью которых определяется продолжительность расчёта

Таблица 3 – Значения и характер поведения статистической погрешности в зависимости от числа историй

Значения и характер поведения статистической погрешности	Действия
Статистическая погрешность меньше допустимых значений	Расчёт не надо запускать на дополнительное время
Статистическая погрешность больше допустимых значений, монотонно убывает с увеличением числа историй	Следует запустить расчёт на дополнительное время
Статистическая погрешность больше допустимых значений, сначала монотонно убывает, а затем резко возрастает с увеличением числа историй	Для прямого расчёта нужно применять методы понижения дисперсии. Неэффективность применённого метода понижения дисперсии

На рисунке 5 приведены графики зависимости изменения статистической погрешности от числа историй для точки 2.

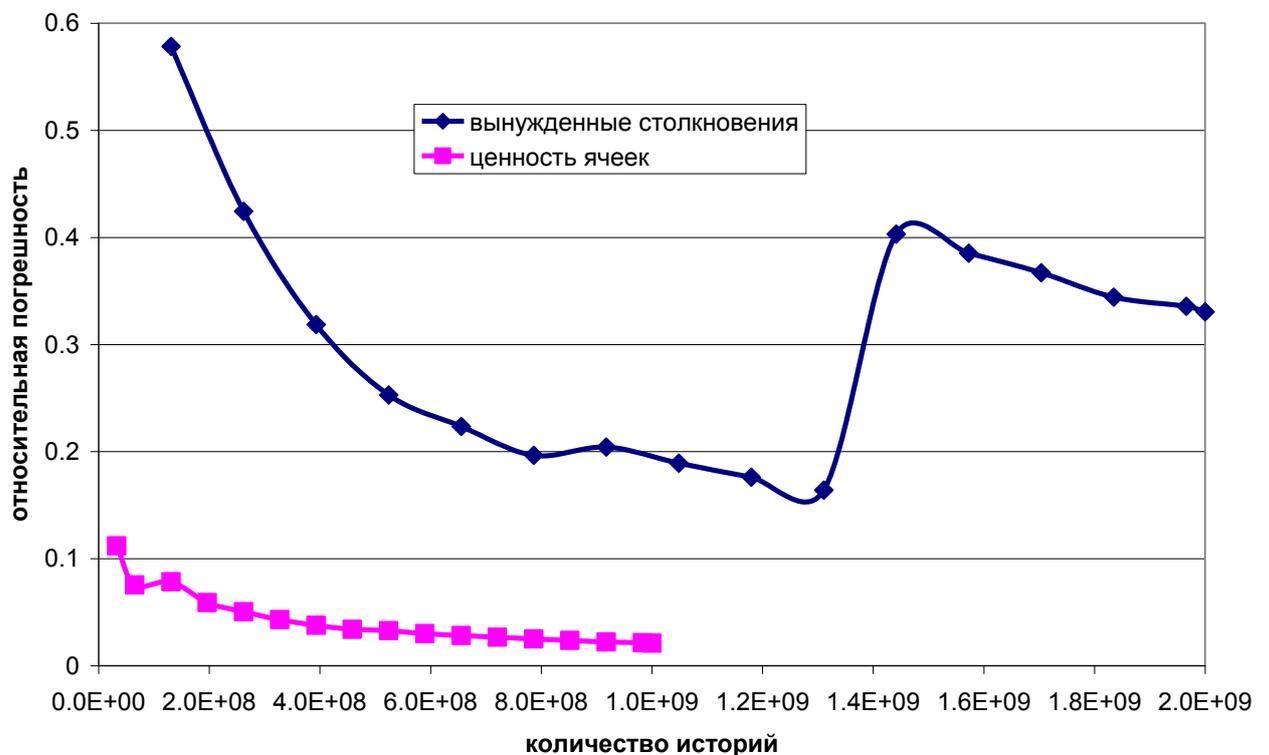


Рисунок 5 – Зависимость относительной статистической погрешности от числа историй

Результаты, представленные на рисунке 5, показывают, что для метода различных ценностей в ячейках относительная статистическая погрешность уменьшается монотонно для второй половины задачи и достигает допустимых значений. Для метода вынужденных столкновений относительная статистическая погрешность сначала монотонно убывает, а затем резко возрастает с увеличением числа историй. Для этого метода дальнейшее увеличение времени расчёта не целесообразно. Применение этого метода для расчёта данного бенчмарка не эффективно.

2.6 Результаты расчётов

Для расчёта бенчмарка использовалась программа MCNP. Программа MCNP аттестована для моделирования переноса нейтронов и фотонов при проведении проектных расчетов радиационной защиты и обосновании радиационной безопасности объектов использования атомной энергии, в том числе для расчета плотности потока нейтронов и поглощенной дозы фотонов для контейнеров с отработавшим ядерным топливом.

Рассчитываемым функционалом бенчмарка является мощность дозы от гамма-квантов. На рисунке 6 показана схема расчётной модели и расположение расчётных точек. Мощность дозы гамма-излучения от продуктов деления рассчитывалась для источника интенсивностью 1 гамма-квант/с. Для её вычисления применялась точечная оценка f5. 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 [29]. В таблице 4 даны значения FOM. В таблице 5 приведены значения мощностей доз в мкЗв/ч и их относительная статистическая погрешность.

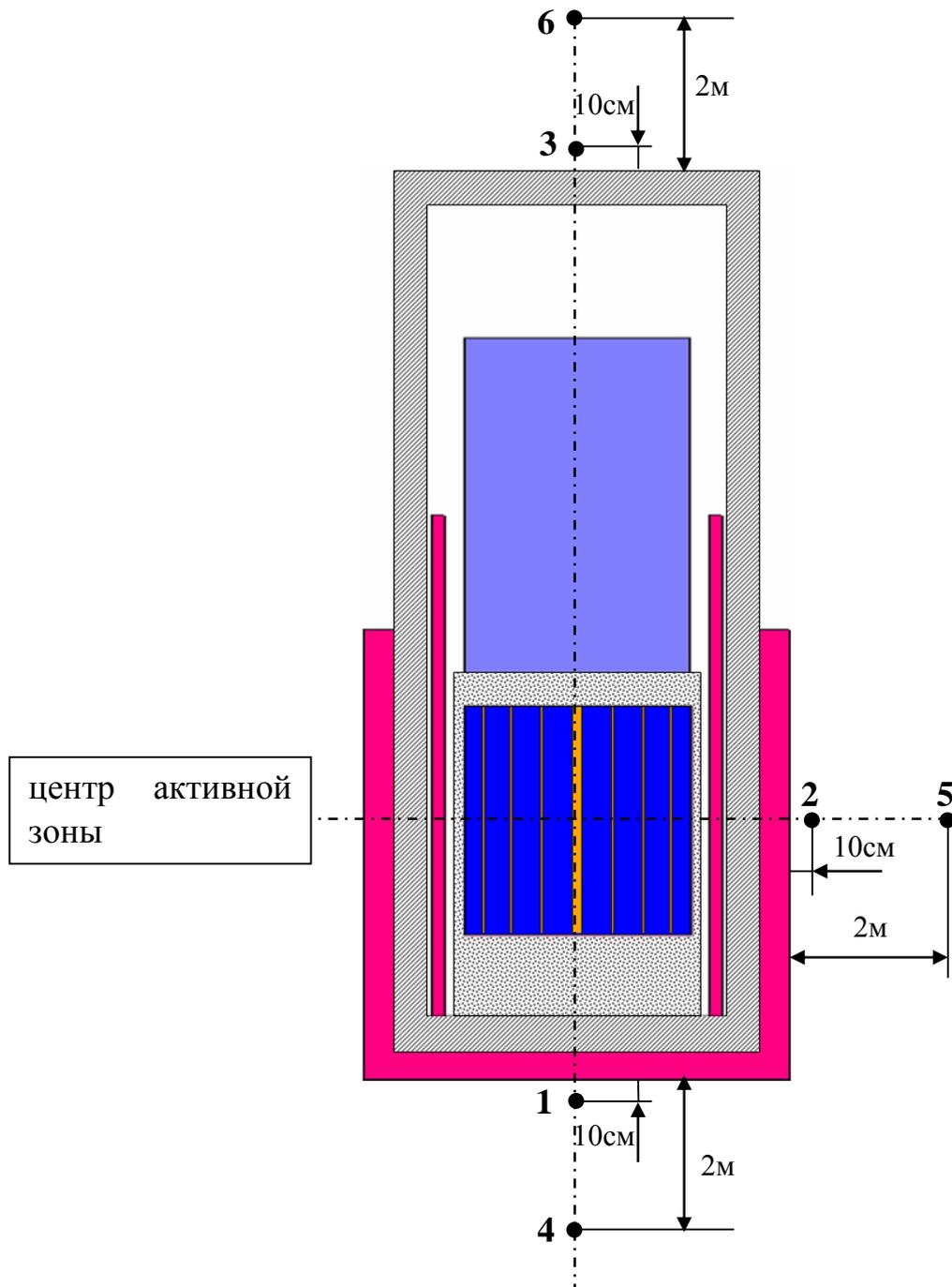


Рисунок 6 – расположение расчётных точек

Таблица 4 – Значения FOM

Номер расчёт-ной 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

Значения FOM для прямого расчёта на 2-3 порядка, а для метода вынужденных столкновений 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 5 – Мощность дозы мкЗв/ч в расчётных точках

Номер расчёт-ной 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 5, 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 $1,5 \div 2$ 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 оценивается качество доверительных интервалов. Согласно инструкции по МСНР предполагается, что средняя величина имеет нормальное распределение. Центральная предельная теорема утверждает, что случайная величина, имеющая нормальное распределение, попадает в доверительный интервал $X \pm \sigma$ с вероятностью 68 %, в доверительный интервал $X \pm 2\sigma$ с вероятностью 95 % и интервал $X \pm 3\sigma$ с вероятностью 99 % [76]. На рисунке 7 приведены значения мощности доз с доверительными интервалами равными $X \pm 3\sigma$. Синим цветом на рисунке 7 обозначены доверительные интервалы для метода весовых окон, розовым – для различной ценности в ячейках, в таблице 6 приведено количество непройденных статистических проверок и сами непройденные статистические проверки. Для непройденных статистических проверок в скобках указаны характеристики, при которых они считаются пройденными.

Таблица 6 – 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 (меньше 3)
2	0: Все проверки пройдены	2: VOV равен 0,11 (больше 0,1) FOM –уменьшается
3	1: Значение производной 2,11 (меньше 3)	1: Значение производной 1,66 (меньше 3)
4	1: Значение производной 2,15 (меньше 3)	2: 1.Среднее уменьшается (должно иметь небольшие колебания) 2. Значение производной 2,04 (меньше 3)
5	0: Все проверки пройдены	0: Все проверки пройдены
6	1: Значение производной 1,88 (меньше 3)	2: 1.VOV равен 0,15 (больше 0,1) 2. Значение производной 1,88 (меньше 3)

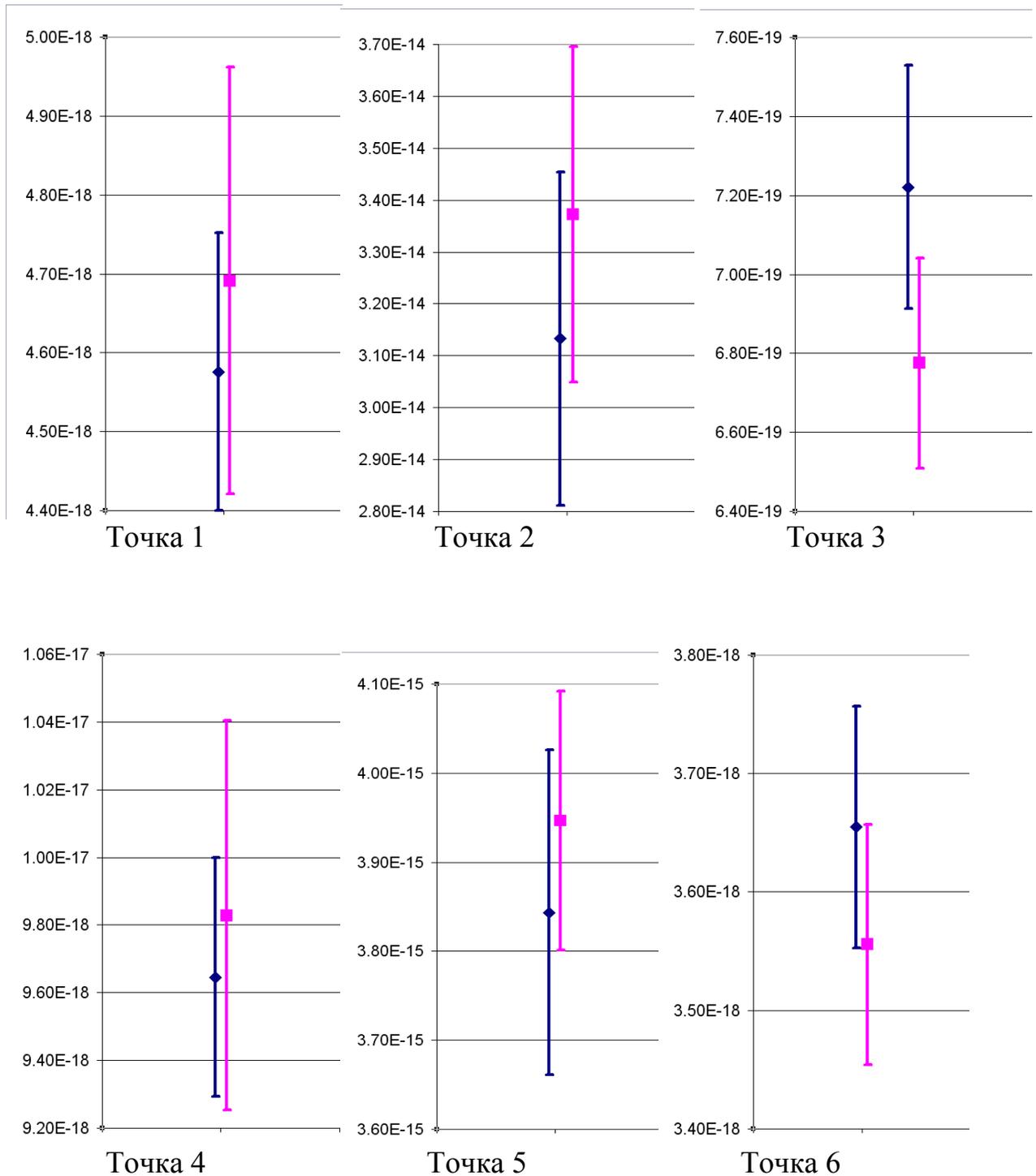


Рисунок 7 – Доверительные интервалы

Результаты, представленные на рисунке 7, показывают, что доверительные интервалы, полученные с помощью методов весовых окон и задания различной ценности, в ячейках имеют общие значения. Эти два метода эффективно понижают статистическую погрешность. 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.

2.7 Выводы по главе 2

В настоящей главе описана двухмерная тестовая модель защиты ТУК для отработавшего ядерного и проведён анализ применение МПД для расчёта методом Монте-Карло мощностей доз.

Описанная двухмерная тестовая модель – упрощённый вариант защиты ТУК для отработавшего топлива. В этой модели учтены особенности реальной физической модели. Результаты расчётов могут быть перенесены на реальные модели.

Прямой расчёт задачи даёт неудовлетворительные результаты со статистической погрешностью, превышающей допустимые значения. Для получения достоверных результатов требуется применять МПД.

Рассматривались следующие МПД: метод вынужденных столкновений, метод задания различной ценности в ячейках и весовые окна.

Использование метода вынужденных столкновений не даёт результатов с допустимой погрешностью. Методы задания различной ценности в ячейках и метод весовых окон понижают статистическую погрешность до допустимых значений. Статистическая погрешность мощностей доз, полученных с применением этих двух методов, имеет значения меньше допустимых.

Для обоснования радиационной безопасности при обращении с ОЯТ в качестве МПД следует применять весовые окна. Метод задания различных ценностей в ячейках также эффективно понижает статистическую погрешность, но для сложной геометрии его применять затруднительно. При применении этого метода геометрические ячейки разбиваются на более мелкие, и это усложняет расчётную модель.

ГЛАВА 3. Расчётное обоснование применения дополнительной защиты ТУК при транспортировке и хранении ОВЧ с выгруженным ядерным топливом

3.1 Введение

Основной элемент обеспечения радиационной безопасности – это биологическая защита. Эффективность и качество биологической защиты существенно зависят от точности и корректности методов расчёта ослабления гамма-нейтронного излучения.

Проектирование биологической защиты можно рассматривать как задачу, обратную расчёту ослабления излучений в защите [77]. Защита должна обеспечивать необходимое ослабление потоков первичного нейтронного и гамма-излучения, вторичного гамма-излучения, возникающего при поглощении нейтронов. Поэтому защита реактора должна состоять из различных веществ, используемых в определённых соотношениях: лёгкой компоненты, служащей для ослабления и замедления нейтронов, тяжёлой компоненты для поглощения гамма-квантов. Часто также необходимо введение веществ, сильно поглощающих медленные нейтроны (например, бора), для подавления захватного гамма-излучения [78].

Решение этой задачи в принципе неоднозначно, так как ослабление излучения до предельно допустимых уровней может быть обеспечено различными вариантами размещения биологической защиты, отличающимися составом, толщинами и компоновкой используемых защитных материалов. Задача разработчика биологической защиты сводится к определению некоторого множества возможных вариантов компоновки защиты, обладающих требуемой эффективностью, и выбору наилучшего из них в смысле заданного критерия оптимальности.

При проектировании защиты в качестве исходных данных используются предельно допустимые уровни излучения за защитой, а искомыми характеристиками являются параметры биологической защиты (состав защитных материалов, толщины и геометрия слоёв) [79].

3.2 Источники

Работа реакторной установки на энергетических уровнях мощности сопровождается образованием и накоплением в активной зоне, стержнях СУЗ, в близлежащих конструкциях и в теплоносителе долгоживущей радиоактивности. Её количество зависит от энерговыработки реактора. В поглощающих стержнях СУЗ применена композиция, в состав которой входят бор и европий. Следствием этого явилась достаточно высокая радиоактивность изотопов Eu-152 и Eu-154 . Интересно отметить, что радиоактивность европия в поглощающих элементах на период выдержки составила основной вклад в остаточное тепловыделение в активной зоне реактора, почти в два раза превысив вклад от продуктов деления [80].

При расчёте источников излучения были взяты следующие характеристики ОВЧ:

- начало и окончание работы ЯЭУ;
- энерговыработка ресурса активной зоны;
- средняя мощность ЯЭУ за время работы;
- время работы ЯЭУ;
- время, прошедшее после остановки реактора.

Активность источников гамма-излучения (продукты деления, продукты активации европия и конструкционных материалов) рассчитана с использованием кодов MCNP [29] (спектры нейтронов) и КАМОД [81] (интегралы активации и радиационный распад).

Используя указанные выше коды, расчет радиационной обстановки проводился в несколько этапов.

Этап 1. Расчет пространственного распределения плотности деления в активной зоне для свежезагруженного топлива по коду MCNP.

Этап 2. Расчет пространственно-энергетического распределения плотности потока нейтронов по всему ОВЧ.

Этап 3. Расчет источников излучения по коду КАМОД с использованием данных этапа 2.

По данному коду получены радиационные характеристики: продуктов деления, наведенной активности в конструкционных материалах (сталь и европий в стержнях СУЗ), состав выгоревшего топлива за время кампании на момент останова реактора.

Этап 4. Пересчет источников с учётом распада. За время, прошедшее после останова реактора, наведённая активность из-за распада радиоактивных изотопов уменьшается. Изотопы Co-60, Eu-152 и Eu-154, которые вносят основной вклад в формирование дозы гамма-квантов для ОВЧ с выгруженным топливом, имеют достаточно короткий период полураспада: Co-60 – 5,25 года, Eu-152 – 13,33 года и Eu-154 – 8,8 лет [82].

Этап 5. Расчет переноса излучения в активной зоне ОВЧ, ТУК и его окрестности с полученными на этапе 4 источниками излучения. Расчет дозовых характеристик.

В качестве коэффициентов перевода плотности потока фотонов и нейтронов в эффективную дозу (далее по тексту доза) использовались данные из НРБ99-2009 (табл.8.5 и 8.8) [73] для передне-заднего облучения.

В этой главе приводится 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.

3.3 Расчётная модель

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 СУЗов.

В расчётах учитывались следующие источники: источник гамма-квантов от органов регулирования, источник гамма-квантов от верхних твэльных решёток и корпуса реактора.

Источник от органов регулирования представлялся в виде 27 цилиндров, совпадающих по размеру и расположению с органами регулирования. Считалось, что каждый из 27 источников ОР вносит одинаковый вклад в формирование МЭД. Источник от верхних твэльных решёток задавался в виде двух цилиндров, равномерный по объёму. Каждый из двух цилиндрических источников вносит одинаковый вклад в формирование МЭД. Для обечайки отражателя источник задавался в виде цилиндрического кольца, без профилирования по высоте. Высота источника от обечайки равна высоте активной зоны. Для каждого типа источника (твэльные решётки, обечайка отражателя и ОР) проводился отдельный расчёт [13].

Мощности доз рассчитывались в расчётных точках. Расчётные точки расположены на расстоянии 10 см и 2 м от поверхности ТУКа. Точки 1, 11 находятся напротив центра дна ТУКа, точки 10, 20 – напротив центра крышки. Точки 5, 15 расположены напротив центра активной зоны. Точки 3, 4, 5, 6, 7, 8, 13, 14, 15, 16, 17 расположены на расстоянии 20 см по высоте друг от друга.

На рисунках 8 и 9 приведена расчётная модель ОВЧ в ТУК-143 и расположение расчётных точек.

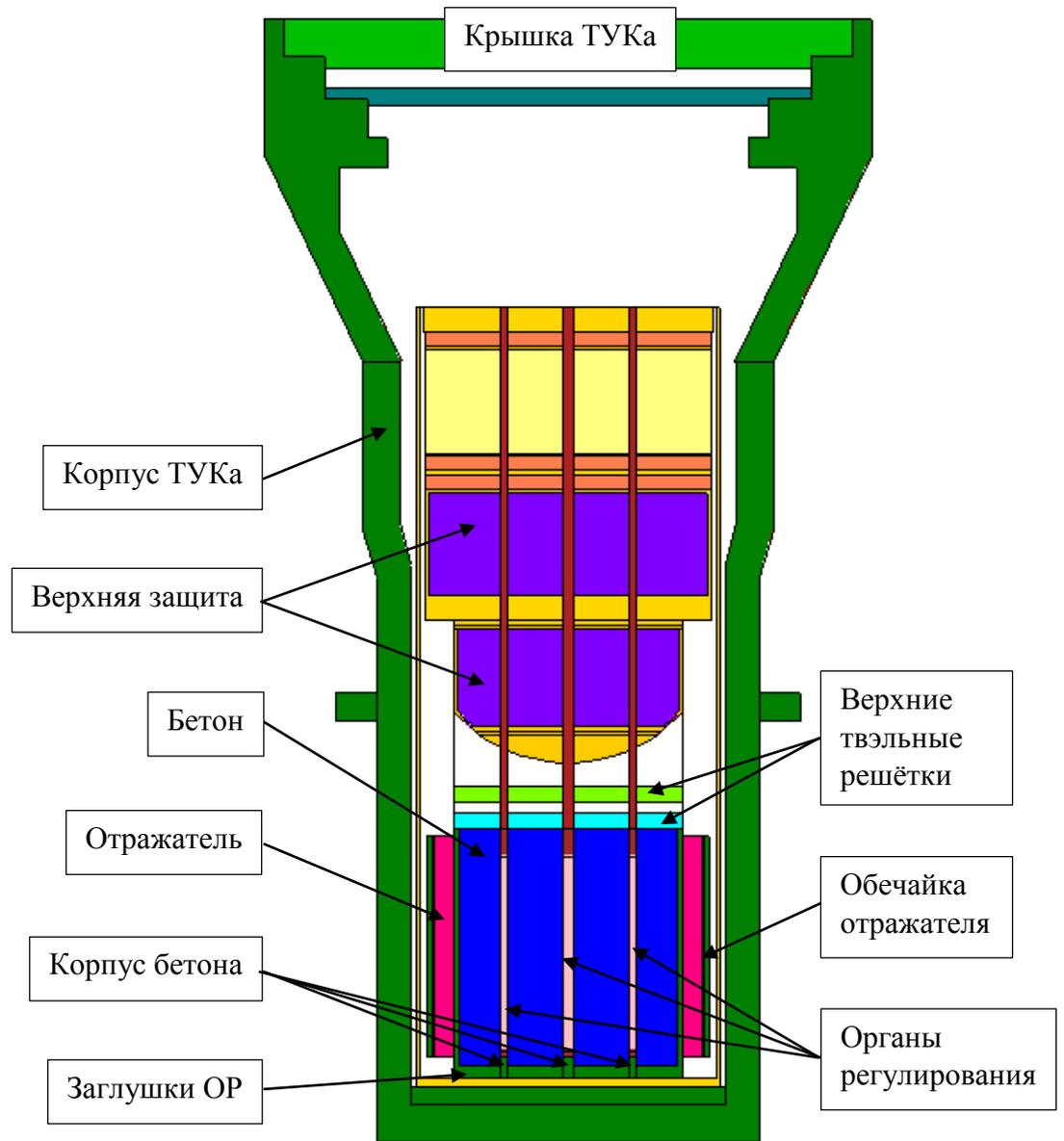


Рисунок 8 – Расчётная модель ОВЧ в ТУК-143

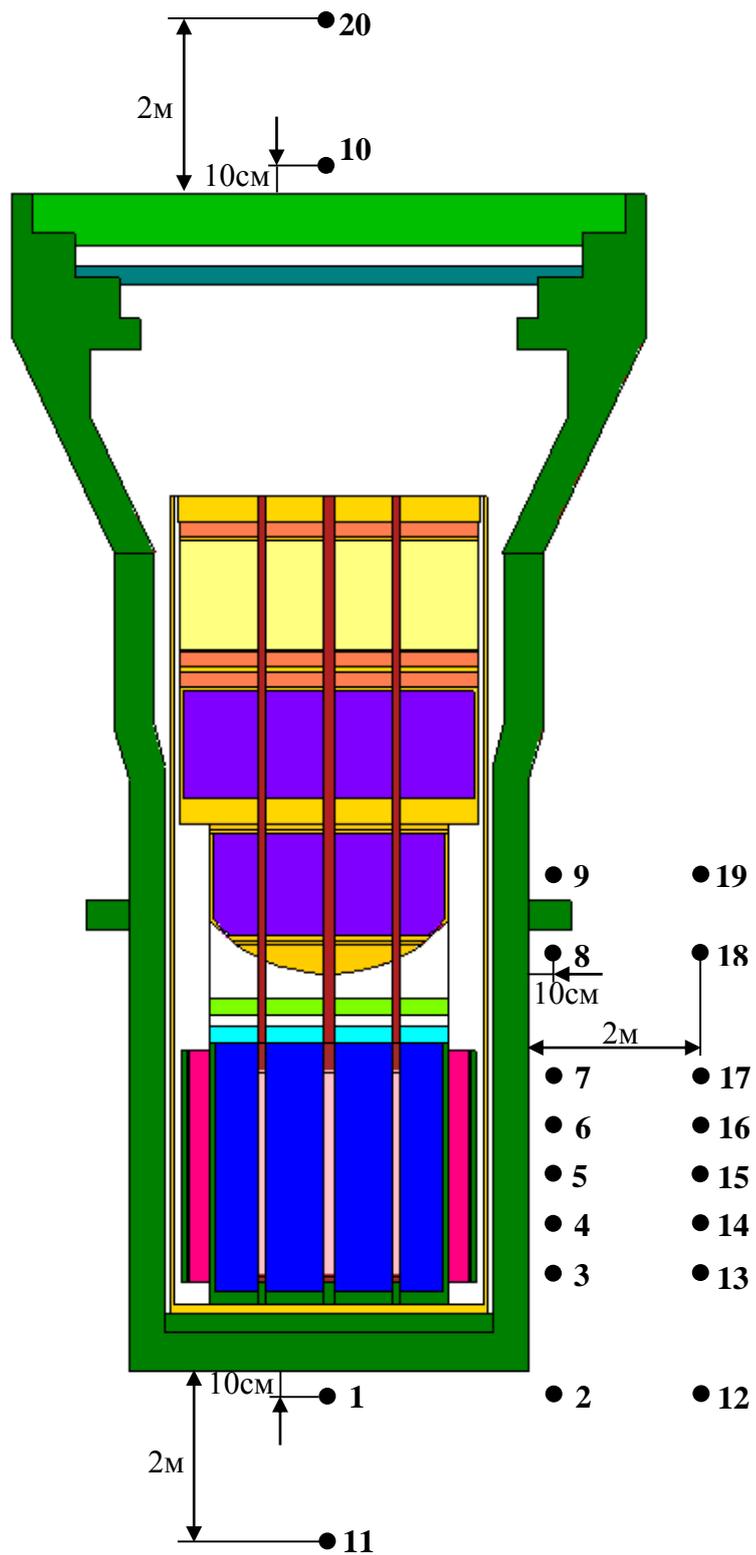


Рисунок 9 – Расположение расчётных точек

Для расчёта мощности дозы и дозы нейтронного и гамма-излучения использовалась программа MCNP. Для оценки МЭД применялась локальная оценка. Для этого типа 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 [29].

Результаты расчётов без применения методов понижения дисперсии оказались неудовлетворительными, так как значения статистической погрешности значительно превышали допустимые. Для понижения дисперсии использовалась методика итерации весовых окон.

Весовые окна генерировались на прямоугольной сетке. Размеры расчётной области составили $620 \times 620 \times 1000$ см. Для получения весовых окон расчётная область по длине и ширине разбивалась на 50 равных частей, по высоте – на 100. По энергии выделялось три энергетические группы. Источники от органов регулирования, обечайки отражателя и твэльных решёток имеют различную форму, расположение и спектр, поэтому для каждого вида источника готовились отдельные весовые окна.

На первом шаге в каждой пространственно-энергетической ячейке с помощью программы MCNP без применения методов понижения дисперсии вычислялся поток гамма-квантов. Далее, используя программу MESHMOD, разработанную Черновым С.В [12], вычисляются весовые окна. На втором шаге производится расчёт потока гамма-квантов по программе MCNP с полученными на предыдущем шаге весовыми окнами. После каждого шага оценивается статистическая погрешность потоков гамма-квантов. Если статистическая погрешность выше допустимых значений (для этого типа оценки погрешность должна быть менее 10 %), то делается следующая итерация, если меньше, то производится финальный расчёт с заданием расчётных функционалов. Для рассчитываемого бенчмарка достаточно было двух итераций. На третьем шаге делался последний расчёт. Расчёт производился на 48 ядерном сервере. Расчёт каждого шага занимал примерно 6 часов.

Оценить качество проведённых расчётов кроме величины относительной погрешности помогает дополнительная информация – 10 статистических проверок, которые выдаёт программа MCNP. В статистических проверках оцениваются величины относительной погрешности, FOM, VOV, тангенс угла наклона $f(x)$ и их поведение с увеличением количества историй. Подробно статистические проверки описываются в главе 2. В таблице 7 представлены результаты прямого расчёта и расчёта с применением весовых окон для источника в органах регулирования: значения мощности доз в мкЗв/ч, значения относительной погрешности, FOM и количество непройденных статистических проверок.

Таблица 7 – Результаты прямого расчёта и расчёта с весовыми окнами для ОВЧ в ТУКе, источник находится в органах регулирования

Номер расчётной точки	Мощность дозы, мкЗв/ч		Относительная погрешность		ФОМ		Число непройденных статистических проверок	
	Прямой	MAGIC	Прямой	MAGIC	Прямой	MAGIC	Прямой	MAGIC
1	89,2	108	0,241	0,054	1,90E-05	1,50E-03	6	0
2	71,8	74,3	0,273	0,027	1,50E-05	2,00E-03	8	0
3	3,09E+03	2,66E+03	0,107	0,024	9,40E-05	1,90E-03	3	0
4	4,17E+03	4,20E+03	0,107	0,021	9,40E-05	1,60E-03	3	2
5	4,57E+03	4,83E+03	0,091	0,028	1,30E-04	2,50E-03	3	0
6	4,39E+03	4,53E+03	0,106	0,021	9,70E-05	2,20E-03	3	0
7	2,54E+03	2,70E+03	0,089	0,021	1,40E-04	1,80E-03	2	0
8	167	152	0,265	0,019	1,50E-05	1,50E-03	3	2
9	2,28	9,25	0,164	0,022	4,00E-05	6,20E-04	8	0
10	18,7	13,7	0,302	0,054	1,10E-06	1,70E-03	7	0
11	320	316	0,024	0,014	1,20E-05	9,40E-03	8	2
12	432	439	0,019	0,006	1,80E-03	3,10E-02	0	0
13	464	467	0,018	0,007	3,00E-03	2,70E-02	0	1
14	479	479	0,025	0,007	3,20E-03	7,70E-03	0	2
15	459	471	0,018	0,009	1,80E-03	3,20E-02	3	2
16	429	431	0,019	0,012	3,40E-03	2,30E-02	0	1
17	290	290	0,021	0,005	3,00E-03	3,20E-02	0	0
18	206	207	0,024	0,005	2,50E-03	2,90E-02	0	0
19	4,24E-11	0,01	0,978	0,006	1,80E-03	1,30E-02	0	2
20	0,03	0,04	0,642	0,012	2,60E-06	6,90E-03	4	0

Результаты, представленные в таблице 7, показывают, что значения мощности доз, полученные прямым расчётом для расчётных точек (12-19), находящихся напротив боковой поверхности на расстоянии 2 м, корректны. Относительная погрешность меньше допустимых значений, и пройдены все статистические проверки (кроме точки 15 – 3 непройденных проверки). Для расчётных точек на расстоянии 10 см от поверхности значения относительной погрешности составляют около 10 %, что соответствуют сомнительным результатам. В расчётных точках, находящихся напротив нижней поверхности (1, 2, 11), напротив верхней поверхности (10, 20) и в точках 8, 9 напротив верхней защиты наиболее сильное ослабление потоков гамма-квантов. Значения относительной погрешности сильно превышают допустимые значения, также много непройденных статистических проверок. Для получения достоверных результатов расчёта требуется применять методы понижения дисперсии.

Применение весовых окон, полученных итерационным методом (MAGIC-метод), понижает относительную погрешность до допустимых значений во всех точках. Из 20 точек в 6 точках – две непройденные статические проверки, в двух точках по одной непройденной статистической проверке, в остальных точках пройдены все статические проверки. Значения FOM при применении MAGIC-метода увеличивается на 1-2 порядка, а в точках с наиболее сильным ослаблением гамма-излучения (10 и 20) – на три порядка, что говорит об эффективности применения метода. Мощности дозы, полученные с применением весовых окон, можно считать достоверными.

3.4 Защита

Ядерная и радиационная безопасность при транспортировке ТУК с ОВЧ из ПВХ к пункту разборки в штатных условиях и аварийных ситуациях должна обеспечиваться конструкцией ОВЧ с ТУК. 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. В таблице 8 приведены значения мощности доз от ОР, верхних твэльных решёток и обечайки в мкЗв/ч, их относительные статистические погрешности и мощность источника в гамма-квант/с. Мощности доз рассчитывались с весовыми окнами, полученными итерационным методом.

Таблица 8 – Результаты расчёта МЭД с весовыми окнами для ОВЧ в ТУКе

Номер расчёт-ной точки	Мощность дозы γ -квантов от ЕУ, мкЗв/ч	Мощность дозы γ -квантов от облицовки отражателя, мкЗв/ч	Мощность дозы γ -квантов от верхних твэльных решёток, мкЗв/ч	Сумма
1	108 $\pm 0,054$	4,23 $\pm 0,006$	0.04 ± 0.012	112.15
2	74,3 $\pm 0,027$	101 $\pm 0,008$	1.61 ± 0.005	177.13
3	266E+03 $\pm 0,024$	7,45E+03 $\pm 0,012$	3.76 ± 0.006	1.01E+04
4	4,20E+03 $\pm 0,021$	1,14E+04 $\pm 0,009$	6.65 ± 0.005	1.56E+04
5	4,83E+03 $\pm 0,028$	1,17E+04 $\pm 0,011$	16.5 ± 0.006	1.65E+04
6	4,53E+03 $\pm 0,021$	1,19E+04 $\pm 0,011$	89.1 ± 0.009	1.65E+04
7	2,70E+03 $\pm 0,021$	9,31E+03 $\pm 0,009$	840 ± 0.011	1.28E+04
8	152 $\pm 0,019$	152 $\pm 0,009$	1.52E+03 ± 0.026	1823.05
9	9,25 $\pm 0,022$	10,3 $\pm 0,029$	245 ± 0.012	264.42
10	13,7 $\pm 0,054$	14,4 $\pm 0,051$	0.15 ± 0.022	28.26
11	316 $\pm 0,014$	783 $\pm 0,004$	33.5 ± 0.004	1132.04
12	439 $\pm 0,006$	1,10E+03 $\pm 0,008$	61.7 ± 0.004	1598.55
13	467 $\pm 0,007$	1,19E+03 $\pm 0,003$	78.1 ± 0.003	1735.21
14	479 $\pm 0,007$	1,24E+03 $\pm 0,004$	96. ± 0.004	1810.93
15	471 $\pm 0,009$	1,21E+03 $\pm 0,004$	114 ± 0.004	1797.57
16	431 $\pm 0,012$	1,14E+03 $\pm 0,003$	126 ± 0.012	1700.72
17	290 $\pm 0,005$	797 $\pm 0,004$	140 ± 0.003	1227.18
18	207 $\pm 0,005$	572 $\pm 0,003$	127 ± 0.003	905.40
19	0,01 $\pm 0,006$	0,03 $\pm 0,003$	2.33E-03 ± 0.003	0.04
20	0,04 $\pm 0,012$	0,11 $\pm 0,019$	0.01 ± 0.008	0.16
Источники	2,50E+15	6,90E+13	1,40E+13	

Результаты, представленные в таблице 8, показывают, что основной вклад в формирование МЭД для расчётных точек напротив активной зоны

(точки 3-7 и 12-19) ~70-73 % вносит источник от обечайки отражателя. Вклад источника от ОР в этих точках составляет 26-29 %. В расчётной точке 1 напротив нижней поверхности, источник от ОР даёт более 90 %, в точке 2 соотношение между источниками составляет: 42 % – ОР, 57 % – обечайка и 1 % – от верхних твэльных решёток. В точках 8 и 9, который находятся над активной зоной, основная доля в образовании МЭД (более 90 %) принадлежит источнику от верхних твэльных решёток.

Максимальная суммарная мощность эквивалентной дозы на расстоянии 10 см от поверхности составляет $1,65E+04$ мкЗв/ч (точки 5 и 6), что в 8 раз превышает допустимые значения. На расстоянии 2 м максимальные значения мощности дозы в 18 раз превосходят допустимые (точки 15 и 16). Для обеспечения требований НП-053-16 необходимо 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:

- с одним кольцом,
- с двумя кольцами,
- с тремя кольцами,
- с четырьмя кольцами и двумя над выступом ТУКа,
- с кожухом нейтронной защиты и одним кольцом,
- с кожухом нейтронной защиты и двумя кольцами.

На рисунках 10 и 11 приведены расчётные модели ТУК-143 с дополнительной защитой. Мощности дозы рассчитывались в расчётных точках, находящихся на расстоянии 10 см и 2 м от поверхности защиты.

Все шесть вариантов имеют одинаковые источники и геометрию, имеющую небольшие отличия. Эти задачи можно рассчитать с весовыми окнами, полученными для какого-то одного варианта из шести. В качестве такого варианта была выбрана расчётная модель с тремя стальными трубами.

На рисунках 12, 13 и 14 в виде диаграмм приведены значения относительной статистической погрешности для каждой точки каждого варианта. Над каждым столбцом диаграммы подписано количество непройденных статистических проверок. Результаты, представленные на этих рисунках, показывают, что значения относительной погрешности меньше допустимых значений. Максимальное количество непройденных статистических проверок равно трём. Для большинства расчётных точек пройдены либо все статистические проверки, либо 1-2 не пройдены. Значения мощностей доз, полученных с помощью этих весовых окон можно считать достоверными. Применение одних весовых окон для разных расчётов позволило существенно сэкономить время на проведение расчётов.

В таблице 9 приведены суммарные максимальные мощности доз в мкЗв/ч от источников ОР, облицовки отражателя и верхних твэльных решёток на расстоянии 10 см и 2 м от поверхности защиты.

Таблица 9 – Максимальная суммарная мощность эквивалентной дозы, мкЗв/ч

Дополнительная защита	10 см	2 м
1 кольцо	5553,43	634,32
2 кольца	1847,81	224,11
3 кольца	624,33	81,10
4 кольца и 2 над выступом	205,65	22,92
1 кольцо и нейтронная защита	785,23	93,63
2 кольца и нейтронная защита	251,05	33,93

Из таблицы 9 следует, 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 м максимальная доза превышает допустимые значения более чем в 2 раза. Остальные варианты дополнительной защиты удовлетворяют требованиям НП-053-16.

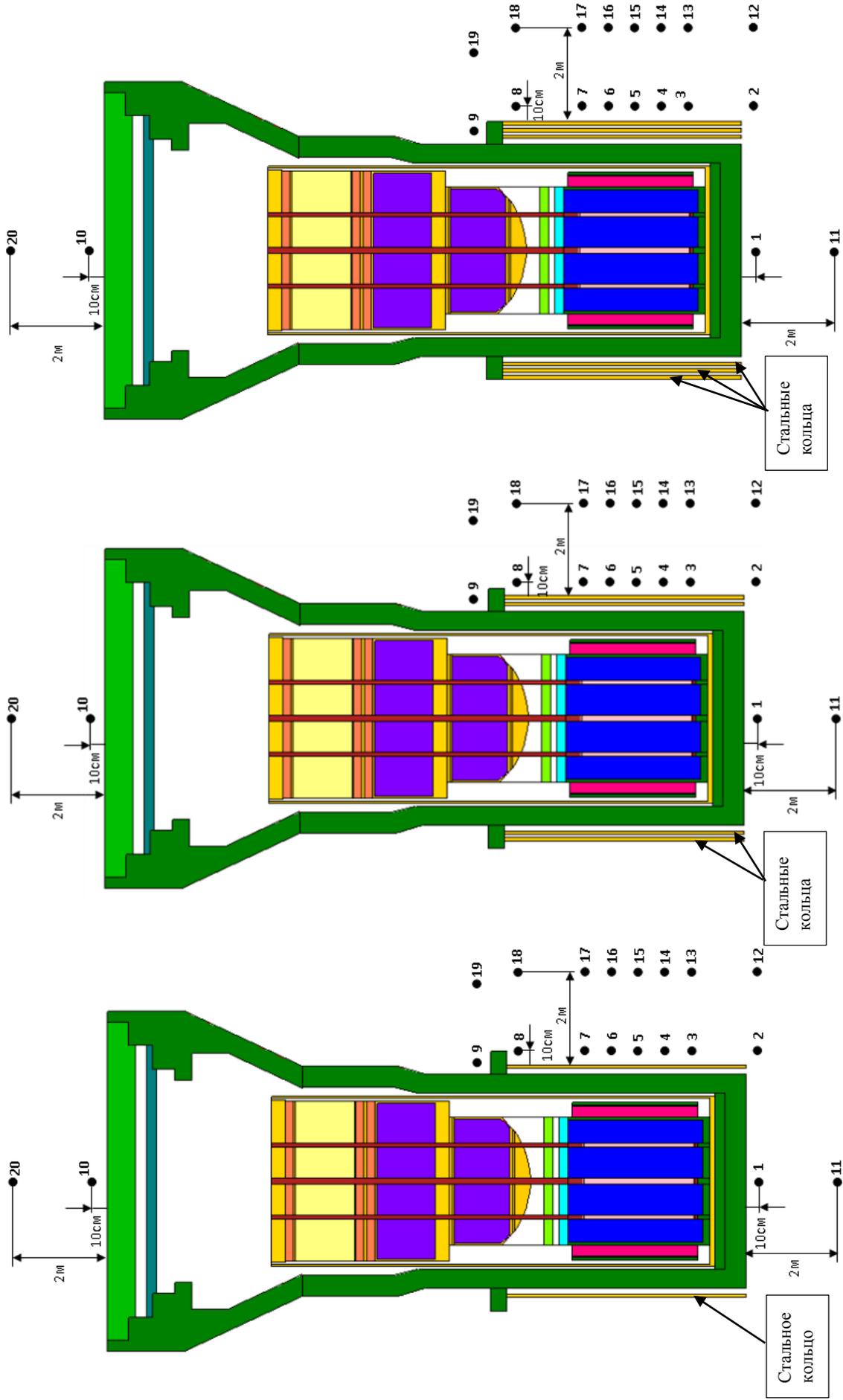


Рисунок 10 – Расчётные модели ОВЧ в ТУКе-143 с одним, двумя и тремя кольцами в качестве дополнительной защиты

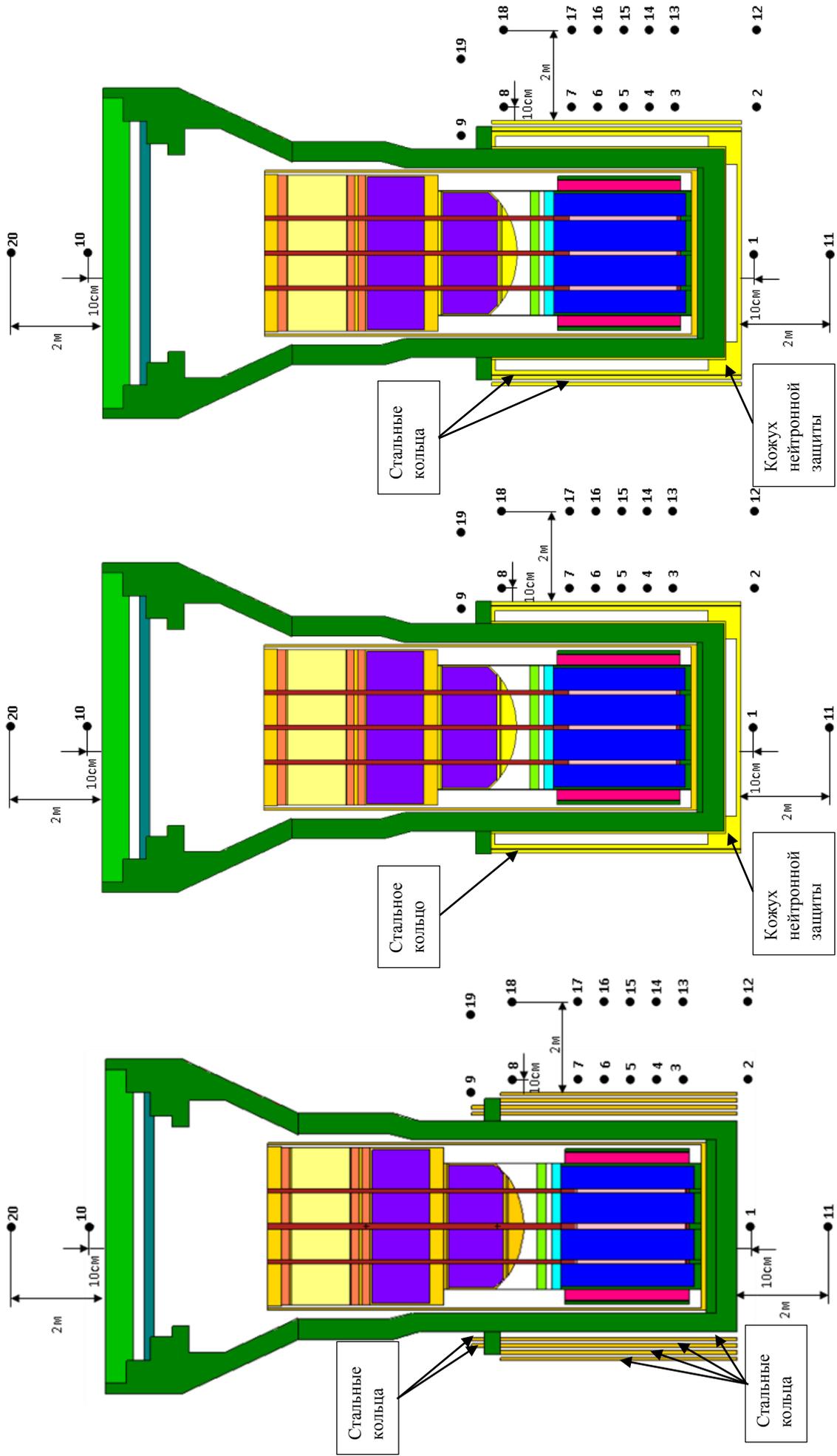


Рисунок 11 – Расчётные модели ОВЧ в ТУКе-143 с четырьмя кольцами и с кожухом нейтронной защиты с одним и с двумя кольцами в качестве дополнительной защиты

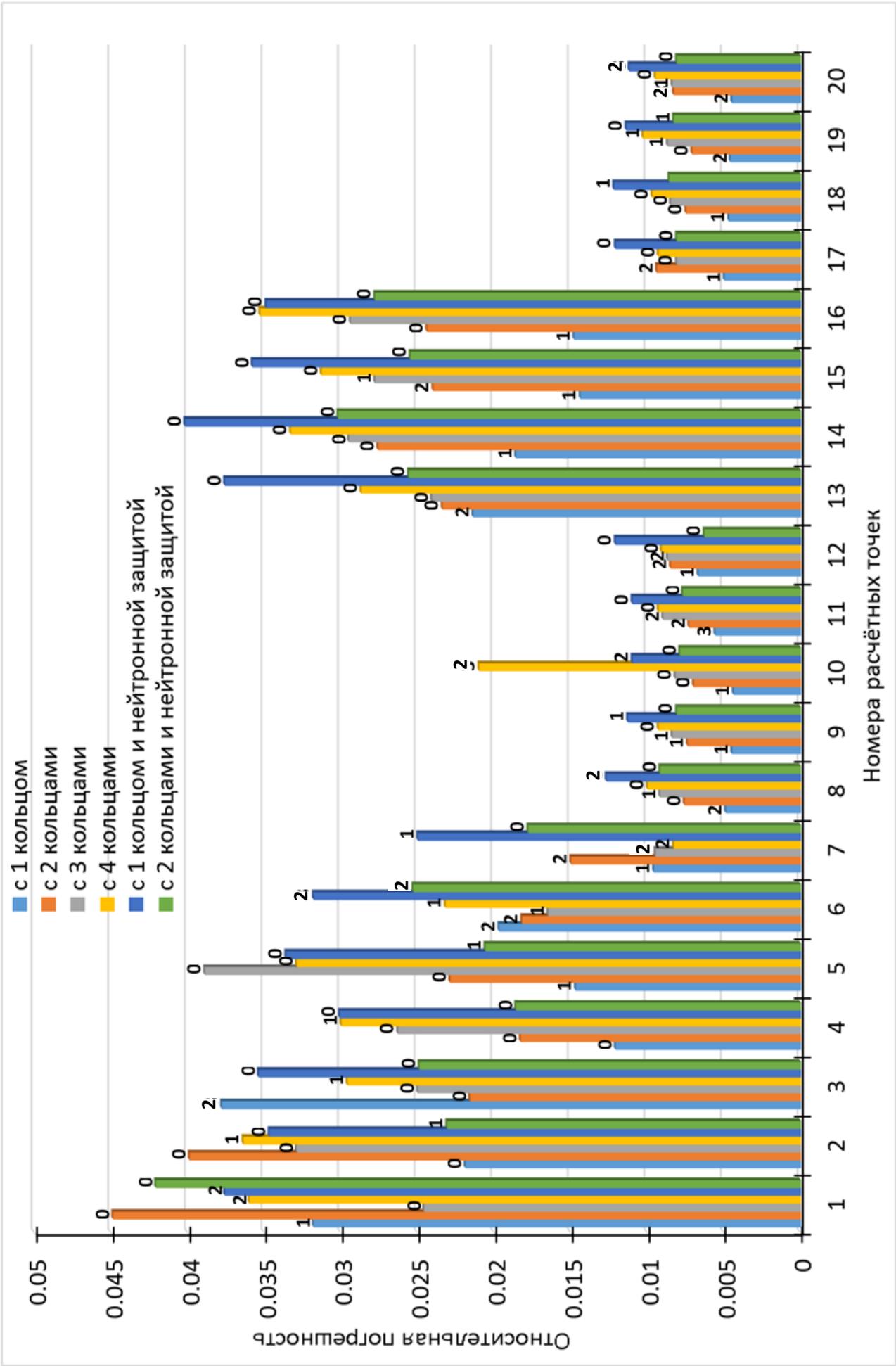


Рисунок 12 – Значения относительной статистической погрешности для источника в органах регулирования

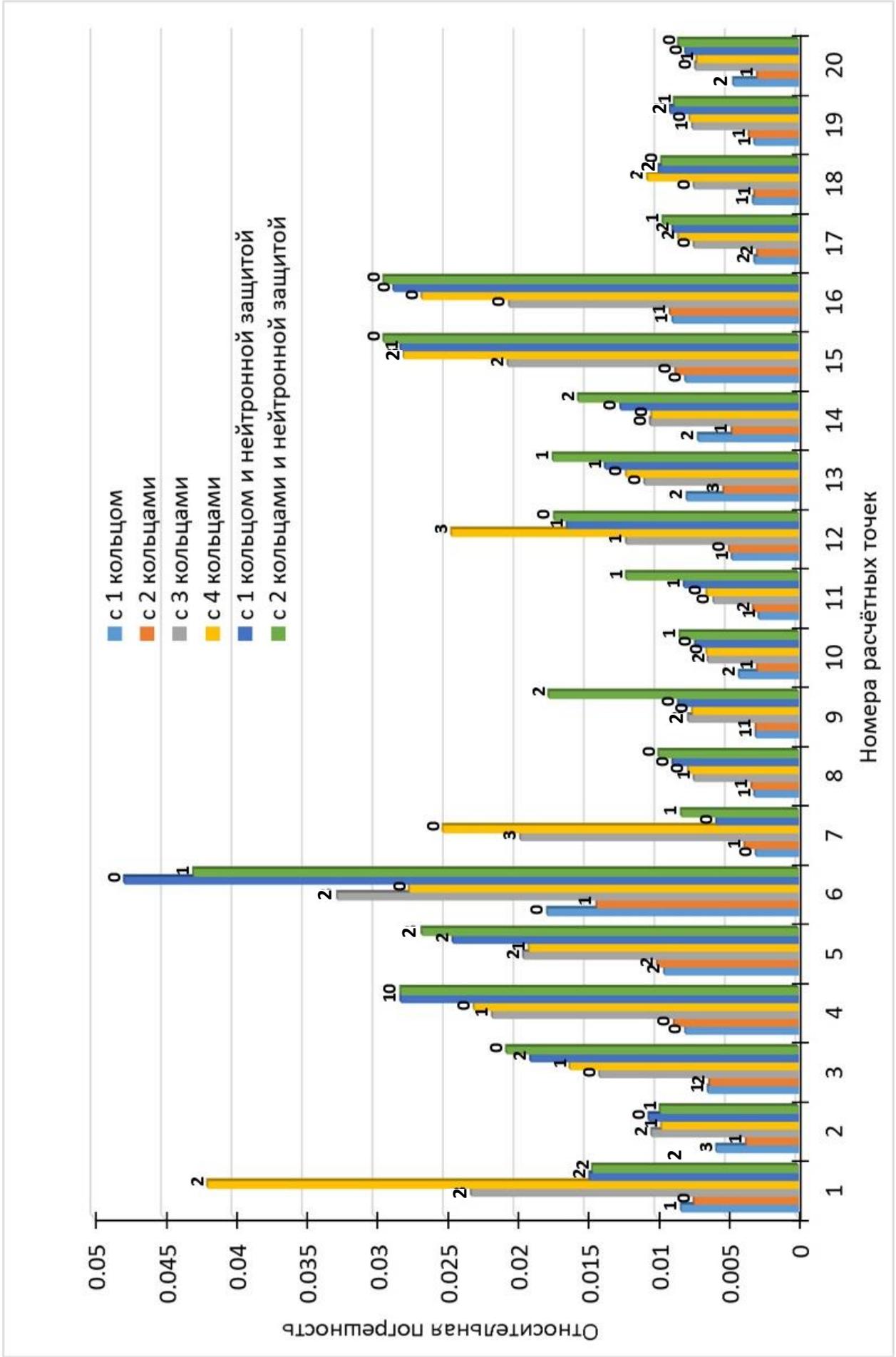


Рисунок 13 – Значения относительной статистической погрешности для источника в твэльных решётках

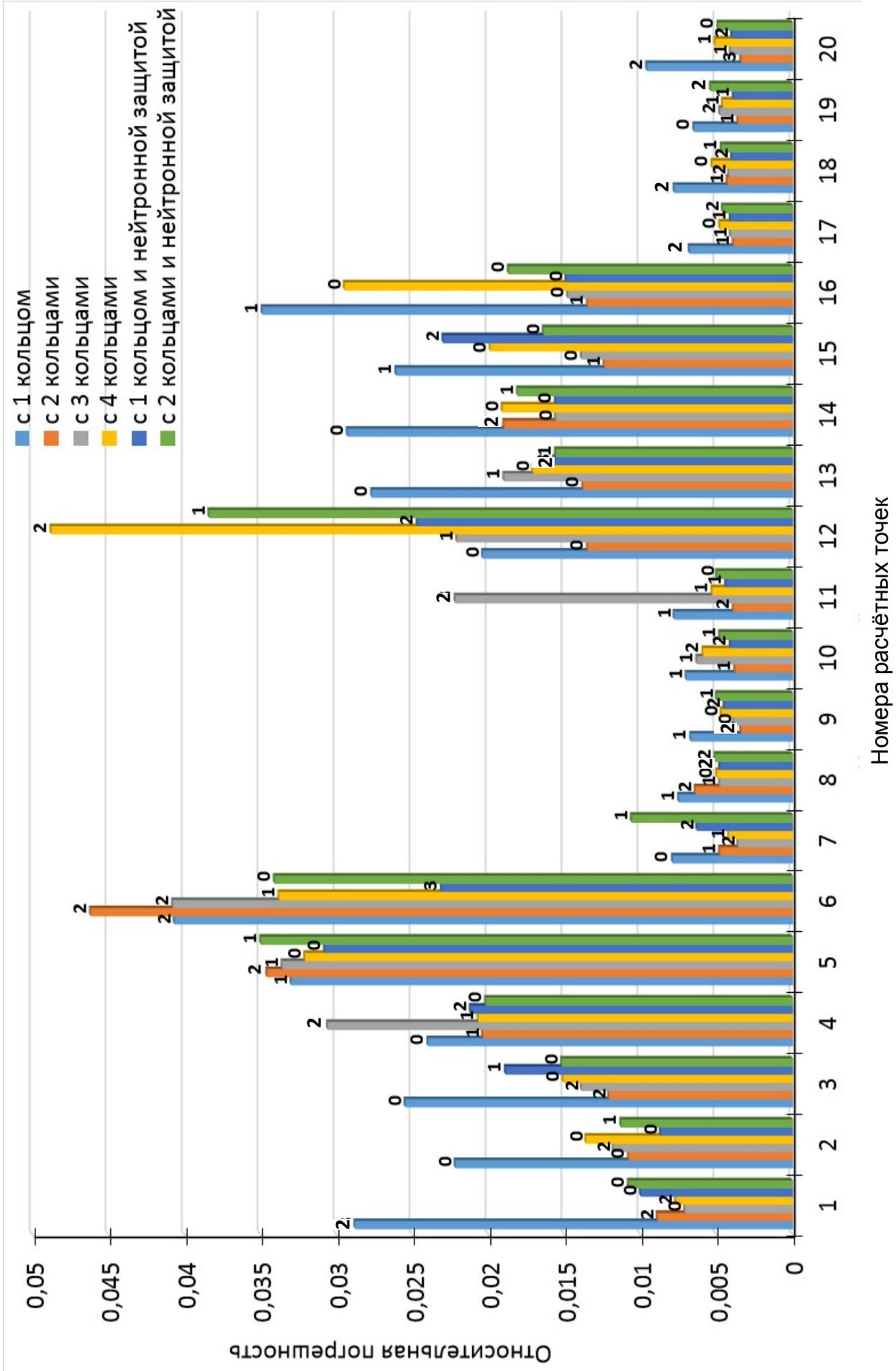


Рисунок 14 – Значения относительной статистической погрешности для источника в обечайке

3.5 Выводы по главе 3

1 Результаты прямых расчётов мощностей эквивалентных доз оказались неудовлетворительными, так как значения статистической погрешности значительно превышали допустимые. Для обоснования радиационной безопасности требуется применять методы понижения дисперсии.

2 Применение весовых окон, полученных итерационным методом, позволило снизить относительную статистическую погрешность до допустимых значений и получить достоверные результаты расчётов.

3 Конструкция ОВЧ с ТУК не обеспечивает радиационную безопасность при транспортировке. Для того чтобы конструкция ОВЧ с ТУК удовлетворяла нормам НП-053-16, нужно применять дополнительную радиационную защиту.

4 Обоснование радиационной безопасности проводилось для 6 вариантов дополнительной защиты. Все расчёты проводились с весовыми окнами, подготовленными для дополнительной защиты в виде трёх колец. 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.

ГЛАВА 4. Расчёт ядерно опасных зон при разборке реакторов с жидкометаллическим теплоносителем

4.1 Введение

Методы обращения с отработанным ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО) могут быть различны в стратегических подходах и по набору используемых технологий, однако все они объединяются общими принципами, связанными вопросами безопасности [83].

Одной из главных задач, решаемых при обращении с ОВЧ и ОЯТ, является обеспечение ядерной и радиационной безопасности. Главным принципом обеспечения ядерной безопасности является предотвращение возникновения СЦР при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии [84].

Обращение с ОЯТ, помимо проблем общетехнической и физической безопасности, связанной с перемещением большегрузных, крупногабаритных устройств, имеющих повышенную опасность и высокую ценность, обладает ядерной опасностью (критичностью). Ядерный материал, содержащийся в ОТВС, способен создавать критические конфигурации как в нормальных условиях эксплуатации, так и в случае аварий. Степень этой опасности тем выше, чем больше содержание делящихся компонентов (^{235}U , ^{233}U или ^{239}Pu) в нем. Поэтому при обращении с ОЯТ требования ядерной безопасности обычно предписывают анализ всех возможных штатных и аварийных ситуаций. При этом эффективный коэффициент размножения систем во всех неблагоприятных условиях и без учета выгорания не должен превышать 0,95 с учетом погрешности расчетов [83].

4.2 Обеспечение ядерной безопасности

Проблема критичности и риска возникновения СЦР является определяющей для выбора технологической схемы и разработки технологических процессов. По потенциальным последствиям СЦР относится к числу наиболее тяжелых аварий [85].

Поэтому разработка технологии и эксплуатация оборудования должны осуществляться в соответствии с требованиями обеспечения ядерной безопасности, основными из которых являются следующие:

- предотвращение возникновения СЦР как при нормальных условиях, так и при любом рассмотренном при обосновании безопасности исходном событии (для случаев более одного исходного события должны быть предусмотрены меры по снижению тяжести последствий ядерной аварии);
- предотвращение нарушений условий и требований ядерной безопасности, регламентированных конструкторской и технологической документацией, нормативными документами по ядерной безопасности (правилами, инструкциями, технологическими регламентами), как при нормальной эксплуатации, так и при исходных событиях аварий;
- использование безопасного оборудования и технических средств;
- осуществление контроля (преимущественно автоматического) параметров ядерной безопасности;
- применение консервативного подхода при обосновании ядерной безопасности [86].

Для каждого этапа проведения работ по выгрузке ОВЧ из реактора, разборке ОВЧ и транспортировке ОЯТ к месту переработки в условиях нормальной эксплуатации и в аварийных ситуациях проводилась оценка ядерной и радиационной безопасности. Расчёты в обоснование ядерной безопасности проводились со свежим топливом, так как при выгорании *keff* уменьшается. Проведённые расчёты показали, что технология, применяемая при обращении с

ОВЧ и ОЯТ, удовлетворяет нормам ядерной безопасности (k_{eff} меньше 0,95 для нормальных условий эксплуатации и аварийных ситуаций) [87].

Риск возникновения СЦР всё же существует. В соответствии с требованиями федеральных норм и правил [84], [86] ядерно опасные участки (ЯОУ) должны быть оснащены системой аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции (САС СЦР) [88].

СЦР относится к числу наиболее опасных аварий по сумме потенциальных последствий: внешнему и внутреннему облучению персонала и населения, загрязнению окружающей среды, значительному материальному и моральному ущербу, т. к. в процессе ее образуются радиоактивные продукты деления (часть из них в виде газов и аэрозолей), мгновенные нейтроны и гамма-кванты деления, а также может возникнуть давление, приводящее к разрушению аппарата. Особенно опасным может быть СЦР на производствах, связанных с переработкой, хранением, транспортировкой отработавшего топлива, содержащего большое количество высокоактивных нуклидов, образовавшихся в процессе работы реактора. В этих случаях возможен выход в окружающую среду нуклидов с большой активностью.

При анализе СЦР наиболее важные параметры – это энерговыделение (число делений) и длительность процесса. По числу делений определяют дозу облучения и выход продуктов деления, по скорости развития реакции – тепловое и механическое воздействие. Наибольшее влияние на кинетику протекания СЦР оказывают скорость ввода реактивности ($\rho = k_{eff} - 1 / k_{eff}$), механизм самогашения, начальный фон нейтронов, время их жизни в системе.

СЦР условно можно разделить на минимальную, наиболее вероятную и максимальную СЦР по энерговыделению. Минимальной является такая СЦР, которая ограничивается действием естественного механизма гашения. В системах с растворами урана энерговыделение за минимальную СЦР составляет 10^{15} дел., с растворами плутония – 10^{14} дел.

За наиболее вероятную принимают СЦР с энерговыделением 10^{18} дел. Это значение является средним по результатам обработки нескольких десятков аварий

и экспериментов, имитирующих аварии на специальных стендах. В качестве максимальной рассматривается СЦР с энерговыделением 10^{20} дел. [89].

4.3 Ядерно опасная зона

Мгновенное излучение СЦР (самоподдерживающейся цепной реакции) представляет собой основной и наиболее опасный фактор риска поражения персонала, важно, в первую очередь, определить границы ядерно опасной зоны, которую персонал должен за максимально кратчайшие сроки покинуть после срабатывания систем аварийной сигнализации (САС). Для персонала, находящегося около такой зоны, нет никакого способа избежать начального пикового облучения от СЦР. Начальный импульс заканчивается за доли секунды и не может быть предвиден. Все, что может и должен сделать персонал – это эвакуироваться из области настолько быстро, насколько возможно, чтобы избежать дальнейшего облучения от возникшей аварии.

ЯОЗ – производственная площадь с ядерным делящимся материалом (веществом) ЯДМ (В), в пределах которой поглощенная доза мгновенного смешанного нейтронного и гамма-излучения от СЦР с числом делений 10^{18} может быть более 0,1 Гр [88]. Границы ЯОЗ должны быть определены при проектировании САС СЦР и подтверждены расчетом [88].

БД СЦР (блок детектирования самоподдерживающейся цепной реакции) должны обеспечить обнаружение СЦР продолжительностью 10^{-3} с и более по мгновенному фотонному и (или) нейтронному излучению. Порог срабатывания БД СЦР определяется требованием обнаружения в зоне его контроля минимальной СЦР. Минимальная СЦР создает на расстоянии 1 м от места возникновения суммарную поглощенную дозу нейтронного и гамма-излучения в воздухе равную 0,25 Гр на интервале от 10^{-3} до 60 с.

Устанавливаемый БД СЦР основан на регистрации мгновенного гамма-излучения. Если САС СЦР основана на регистрации мощности дозы гамма-

излучения, то порог срабатывания БД СЦР не должен превосходить $0,3/r^2$ мГр/с, где r расстояние в метрах (r – не менее 1 м) от места возможного возникновения СЦР до БД СЦР при отсутствии экранирования излучения, при этом доза гамма-излучения, накопленная до момента срабатывания БД СЦР при минимальной СЦР, должна быть не более $1/r^2$ мГр. Это соответствует порогу срабатывания 0,3 мкГр/с и дозе 1 мкГр при значениях r не более 30 м [88]. Основная относительная погрешность БД СЦР в диапазоне измерений мощности поглощённой дозы от 0,5 до 1,5 значения порога СЦР не должна превышать 30 % при доверительной вероятности 0,95.

При размещении БД СЦР на ЯОУ необходимо обеспечить обнаружение минимальной СЦР в любом из вероятных мест ее возникновения. Расположение точек контроля СЦР должно быть определено при проектировании САС СЦР и при необходимости подтверждено расчетом. Местоположение точек контроля СЦР должно выбираться таким образом, чтобы избежать ослабления регистрируемого излучения строительными конструкциями и оборудованием. Если расчетное ослабление менее 1,5, им можно пренебречь. Если нельзя избежать значительного поглощения регистрируемого излучения от места возможного возникновения СЦР, то БД СЦР необходимо приблизить к контролируемому оборудованию или снизить их порог срабатывания таким образом, чтобы можно было зарегистрировать минимальную СЦР.

САС СЦР должна быть спроектирована, изготовлена и смонтирована таким образом, чтобы обеспечить ее эксплуатацию в производственных условиях в режиме постоянной готовности обнаружения СЦР не менее 10 лет. Каждое из мест возможного возникновения СЦР на ЯОУ (ядерно опасный участок) должно контролироваться не менее чем двумя независимыми БД СЦР, отказ любого из которых не должен влиять на работоспособность другого. Аварийная сигнализация должна срабатывать от любого из указанных двух БД СЦР.

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.

4.4 Методика расчетов

Расчёт полей нейтронов и гамма-излучения проводился для мест хранения ОВЧ в хранилищах, мест проведения технологических операций с ОВЧ и кассетами с ОЯТ. Для всех расчётов задавалась детальная геометрическая модель помещений с реальными размерами, в которых возможно возникновение СЦР. Для расчётов использовалась гомогенная модель активной зоны. Активная зона представлялась цилиндром, равным по объёму активной зоне. В цилиндр вписывались 27 органов регулирования (органы СУЗ). Органы регулирования заменялись гомогенными цилиндрами. По высоте ОВЧ выделялись пять гомогенных зон: нижняя твэльная решётка, отражатель, гомогенное топливо, компенсационный объём и верхняя твэльная решётка. Равномерный по объёму источник нейтронов с энергетическим спектром Ватта и общим количеством мгновенных делений 10^{18} задавался в топливной зоне. Выход нейтронов составил $2,47 \cdot 10^{18}$, так как при одном делении ядра U-235 в среднем образуется 2,47 нейтрона.

Для расчёта мощности дозы и дозы нейтронного и гамма-излучения использовалась программа MCNP. Программа MCNP аттестована для моделирования переноса нейтронов и гамма-излучения при проведении проектных расчетов радиационной защиты и обосновании радиационной безопасности объектов использования атомной энергии, в том числе для расчета плотности потока нейтронов и поглощенной дозы гамма-излучения для контейнеров с отработавшим ядерным топливом [29], [30].

Поглощённые дозы нейтронов и гамма-квантов в Грэхх 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. Расчёты проводились с применением метода понижения дисперсии – методики итерации весовых окон. В диссертации приведены расчёты ЯОЗ для кассеты с ОЯТ в контейнере ТК-6 и для ОВЧ на кантователе.

4.5. Расчёт ЯОЗ для кассеты в ТК-6, находящейся в приемке для дезактивации

Транспортные контейнеры тип 6 (ТК-6) используются для размещения на временное хранение кассет с ОЯТ после выгрузки из ОВЧ. Контейнеры тип 6 размещаются на накопительной площадке. Контейнер тип 6 состоит из корпуса, крышки и пенала для размещения кассеты. Корпус контейнера выполнен из углеродистой стали. Крышка контейнера выполнена из чугуна. Толщина стенок, дна и верхней пробки контейнера составляет 28,5 см. Прямок для дезактивации представляет собой углубление в скальной породе, куда полностью помещается контейнер ТК-6. Расчётная модель представлена на рисунке 13. Очаг СЦР находится в топливной зоне. Размеры расчётной области составляют 15×15×20 м. Ослабление потока нейтронов составляет 11 порядков, гамма-квантов – 13. Для получения весовых окон расчётная область разбивалась по длине и ширине на 60 частей, а по высоте на 50, по энергии выделялось 3 энергетические группы. Весовые окна генерировались для нейтронов и гамма-квантов. На последней итерации для каждой пространственной ячейки вычислялись поглощённые дозы нейтронного и фотонного излучений.

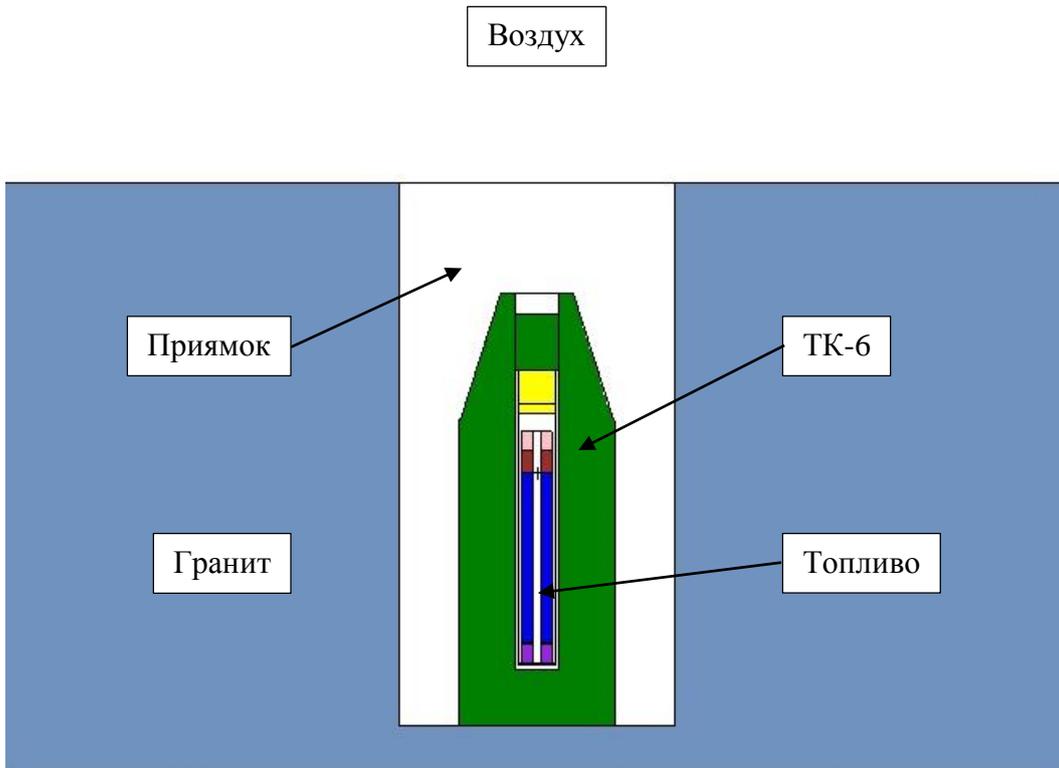


Рисунок 15 – Кассета в контейнере ТК-6 в приямке для дезактивации, продольное сечение

На рисунке 16 приведено распределение относительной статистической погрешности для нулевой итерации (прямой расчёт), 1-3 итераций расчёта гамма-квантов. Белым цветом показаны значения погрешностей, больше допустимых значений (10 %). Расстояния на левой и нижней шкалах указаны в сантиметрах.

Результаты, представленные на рисунке 16, показывают, что значения статистической погрешности для гамма-квантов достигают допустимых значений после третьей итерации.

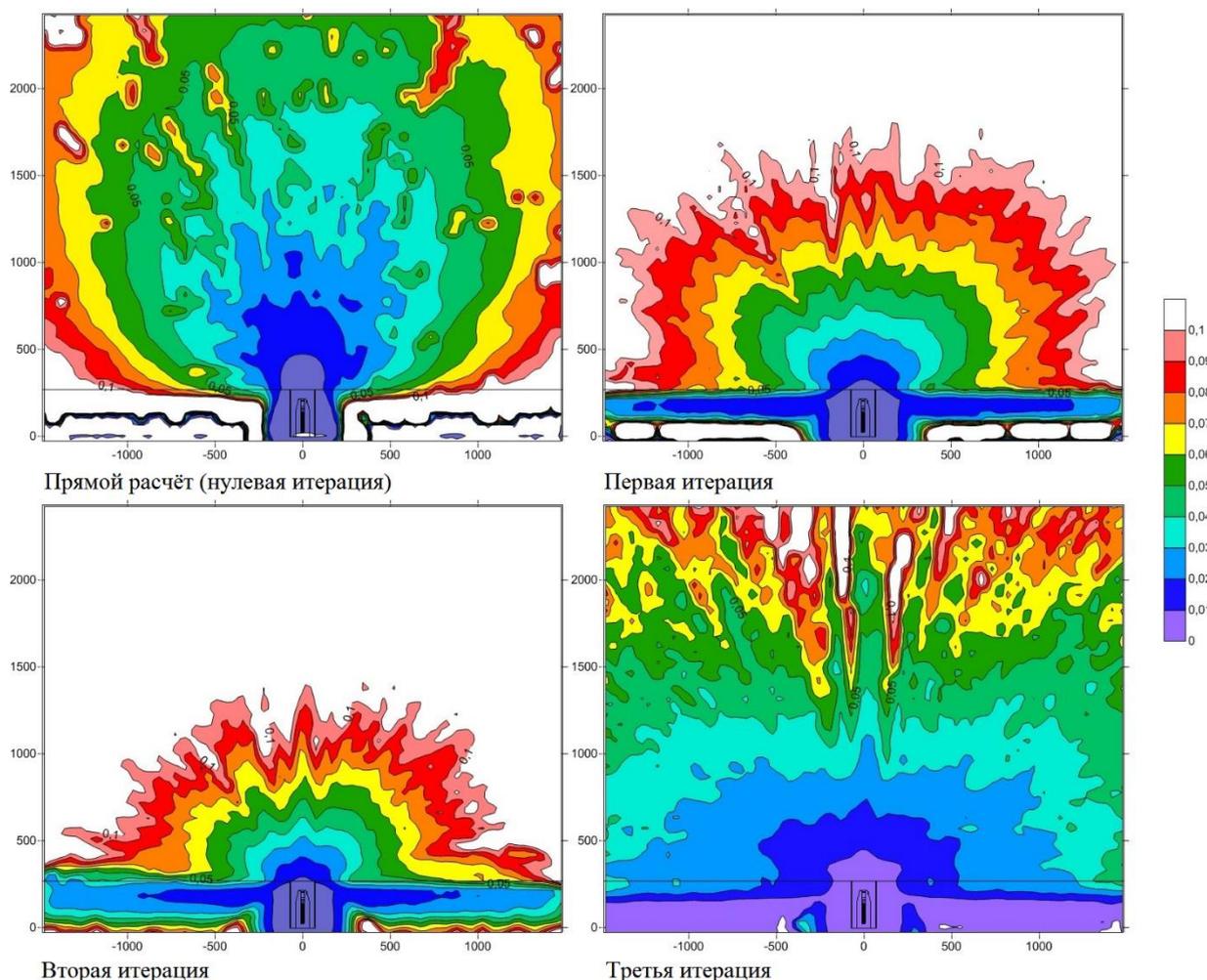


Рисунок 16 – Распределение относительной погрешности поглощённой дозы мгновенных гамма-квантов для кассеты в ТК-6

На нулевой итерации (прямой расчёт) значения статистической погрешности в воздухе ниже допустимых значений, в граните они значительно превосходят 10 %. После первой итерации значения статистической погрешности в верхней части гранита уменьшились до допустимых значений, в нижней части гранита и в воздухе на расстоянии более 15 метров их значения превосходят 10 %. После второй итерации значения статистической погрешности в граните в основном стали менее 10 %, в воздухе область с допустимыми погрешностями несколько уменьшилась. После третьей итерации значения статистической погрешности становятся меньше допустимых значений практически на всей расчётной области. Для нейтронного расчёта значения статистической погрешности достигают

допустимых значений после первой итерации. Распределение статистической погрешности для нейтронного расчёта приведено на рисунке 17.

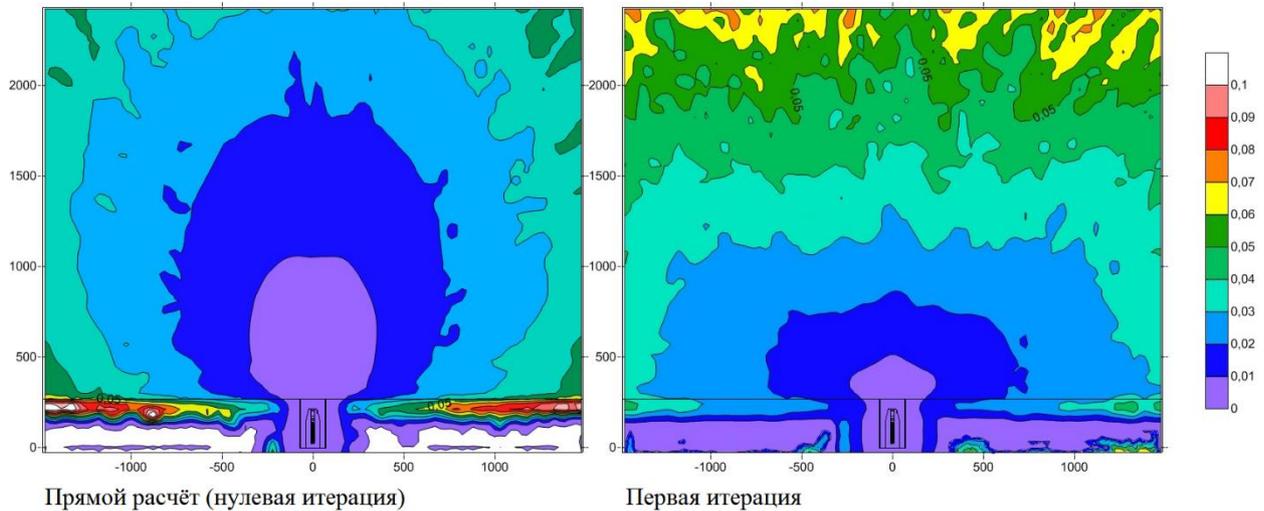


Рисунок 17 – Распределение относительной погрешности поглощённой дозы нейтронов для кассеты в ТК-6

На рисунке 18 показано распределение поглощённых доз гамма-квантов и нейтронов в Гр. Цифры, расположенные справа от цветной шкалы, соответствуют десятичному логарифму поглощенной дозы.

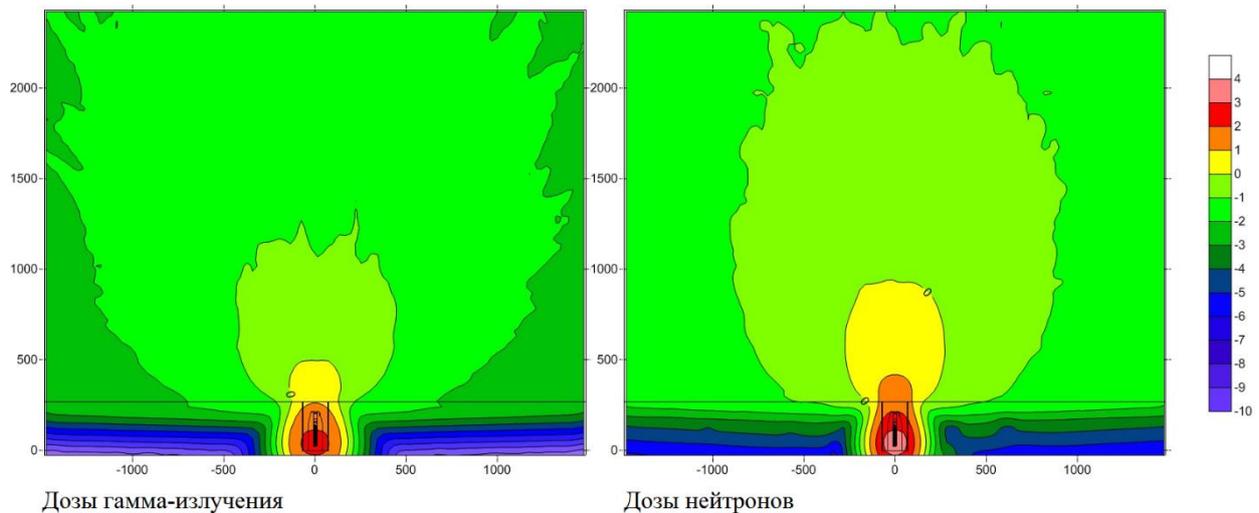


Рисунок 18 – Распределение поглощённой дозы мгновенных гамма-квантов и нейтронов в Гр для кассеты в ТК-6

По результатам расчетов границы ЯОЗ определены в радиусе 7 метров от места возникновения СЦР.

Рекомендуемое место установки БД САС СЦР – на крыше пристройки к зданию 1 над постом загрузки пеналов кассетами с ОЯТ (с внутренней стороны ограждения на крыше во избежание повреждения аппаратуры при выполнении транспортно-технологических операций).

Границы ядерно опасной зоны и место установки БД САС СЦР представлены на рисунке 19. Зелёным цветом обозначены границы ЯОЗ.

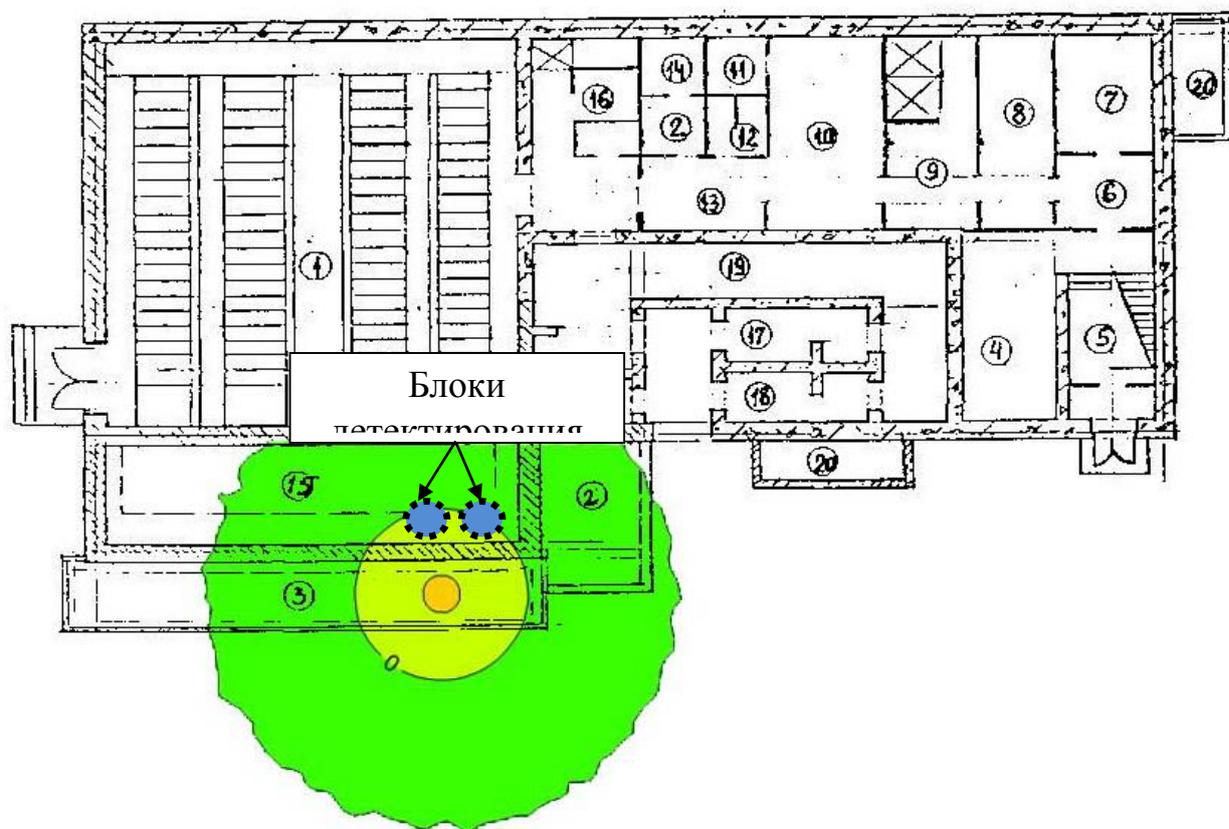
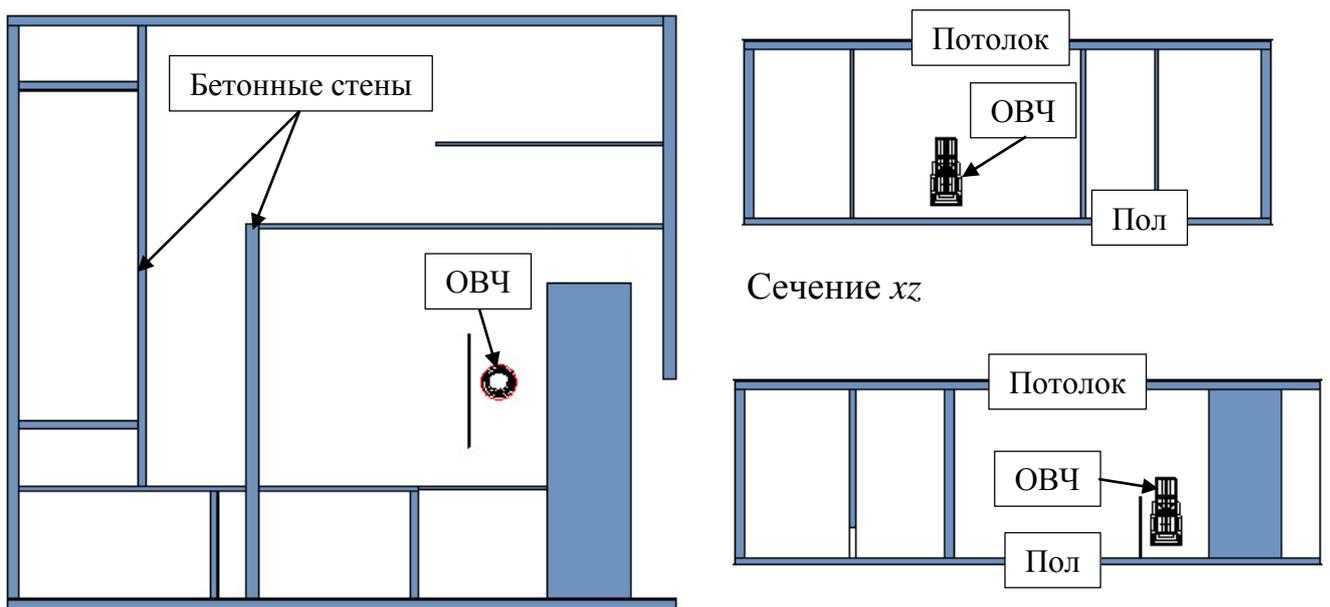


Рисунок 19 – Границы ЯОЗ при СЦР на посту загрузки пеналов и место установки БД САС СЦР

4.6 Расчёт ЯОЗ при СЦР на кантователе

После разогрева и слива теплоносителя ОВЧ в баке разборки помещают на кантователь для дальнейшей разборки реактора и извлечения ОЯТ. При разогреве теплоносителя в корпусе реактора основополагающим условием безопасности является исключение термических и механических напряжений в конструкции твэлов. Целостность твэлов и стержней поглотителей (пэлов) обеспечивается при скорости разогрева сплава не более 1,5 градусов в час. Сохранение целостности твэлов и пэлов при разогреве реактора обеспечивает ядерную безопасность технологического процесса выгрузки ОЯТ. При этом разогрев теплоносителя вносит небольшой отрицательный эффект реактивности, а его дренирование вносит отрицательный коэффициент реактивности, равный $\approx 5\beta$ [8].

На кантователе ОВЧ находится в баке разборки. Бак разборки представляет из себя стальную цилиндрическую конструкцию с биологической защитой из серпентинитового бетона, чугунной дроби и борированного полиэтилена. Дополнительно установлен защитный боковой экран из свинца. Расстояние от центра активной зоны до пола составляет 200 см. Очаг СЦР находится в топливной зоне ОВЧ. Расчётная модель изображена на рисунке 20



Сечение xu на уровне центра активной зоны Сечение yz

Рисунок 20 – 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 21 показано распределение относительной статистической погрешности для нулевой итерации (прямой расчёт), 1-2 итераций расчёта гамма-квантов, на рисунке 22 – для нейтронов. Белым цветом показаны значения погрешностей больше допустимых значений (10 %). Расстояния на левой и нижней шкалах указаны в сантиметрах.

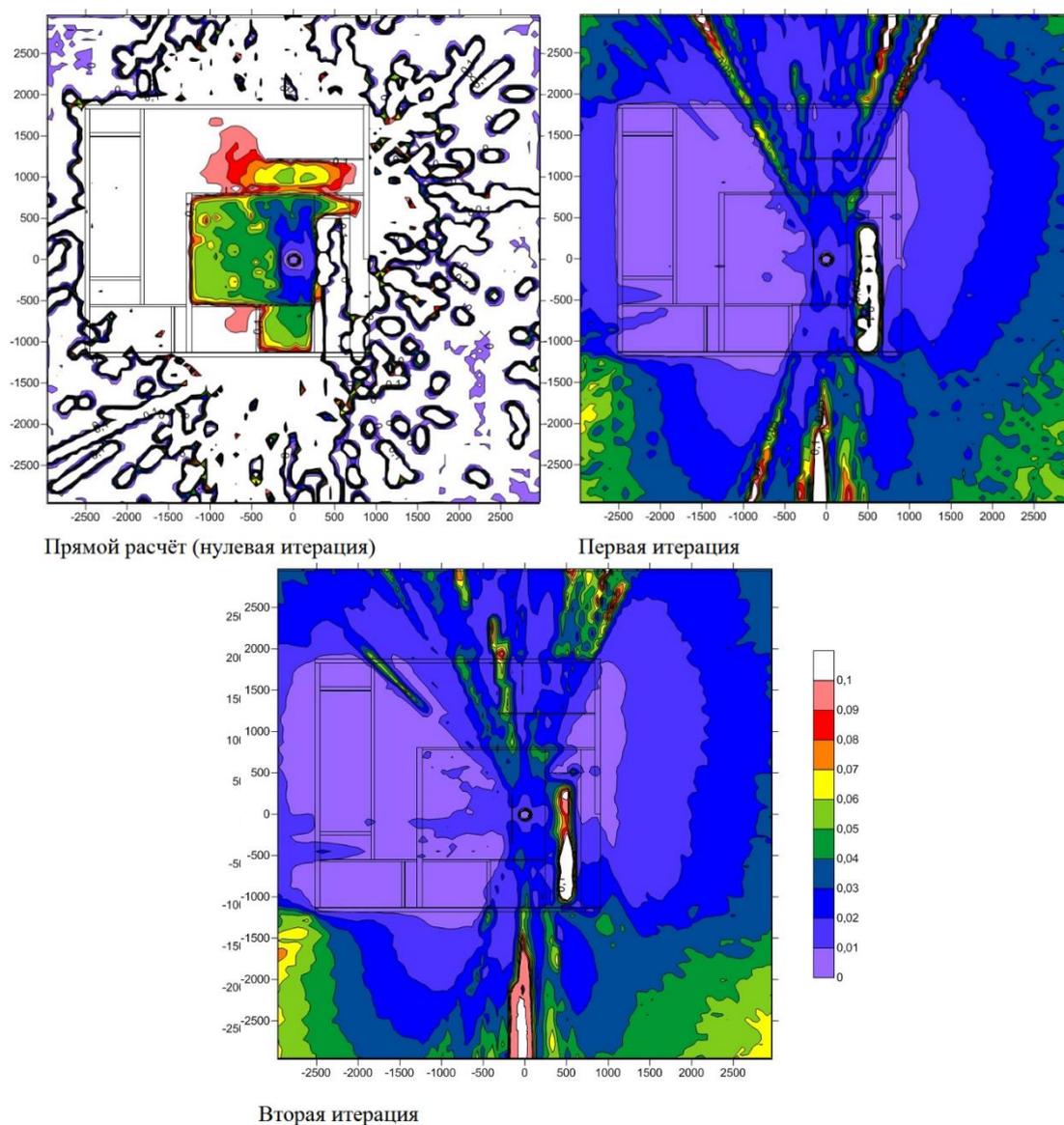


Рисунок 21 – Распределение относительной погрешности поглощённой дозы мгновенных гамма-квантов для ОВЧ на кантователе, сечение x_u на уровне центра активной зоны

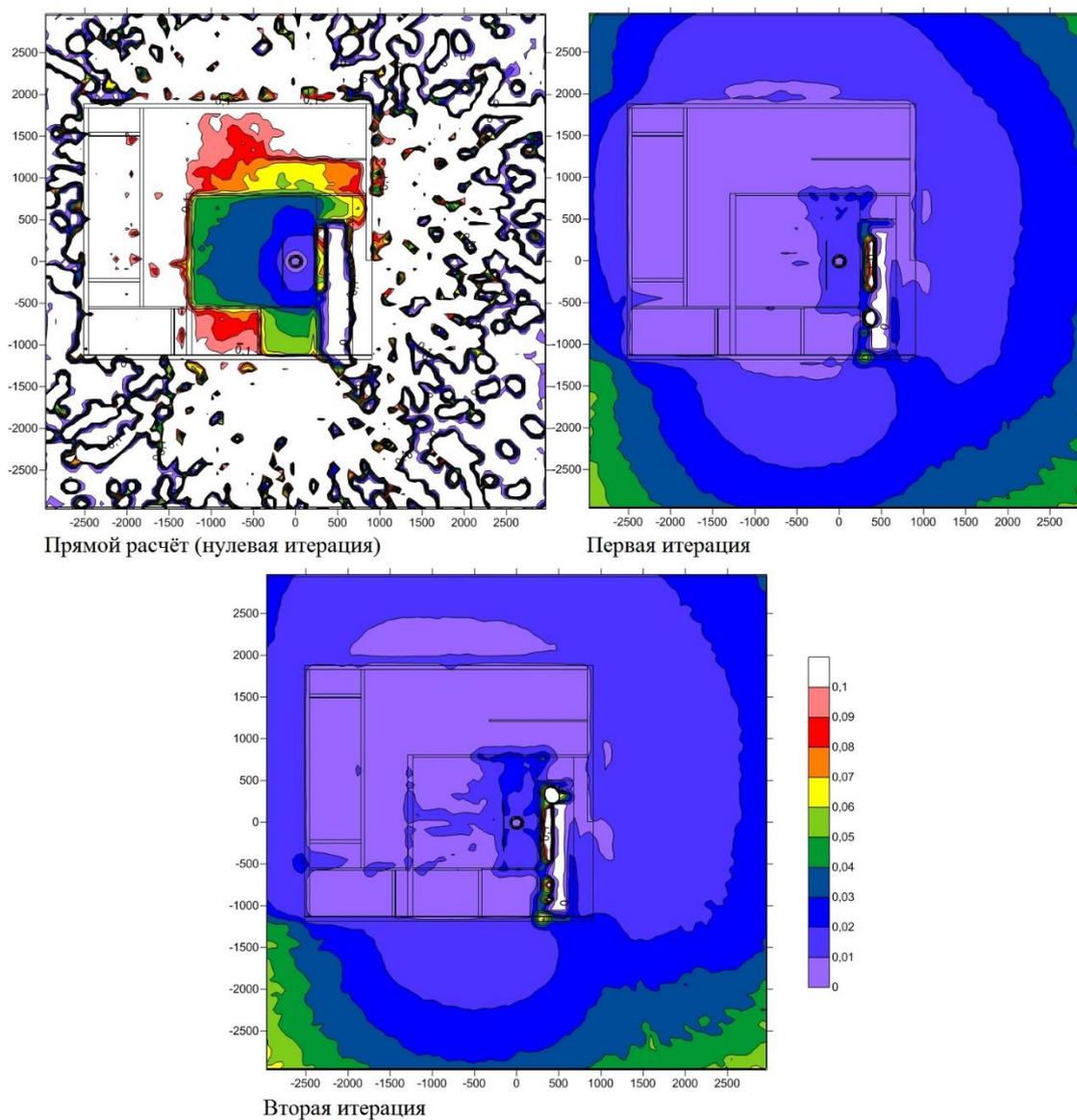


Рисунок 22 – Распределение относительной погрешности поглощённой дозы нейтронов для ОВЧ на кантователе, сечение xu на уровне центра активной зоны

Результаты, представленные на рисунках 21 и 22 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.

На рисунке 23 представлено распределение поглощённых доз гамма-квантов и нейтронов в Гр. Цифры, расположенные справа от цветной шкалы, соответствуют десятичному логарифму поглощенной дозы.

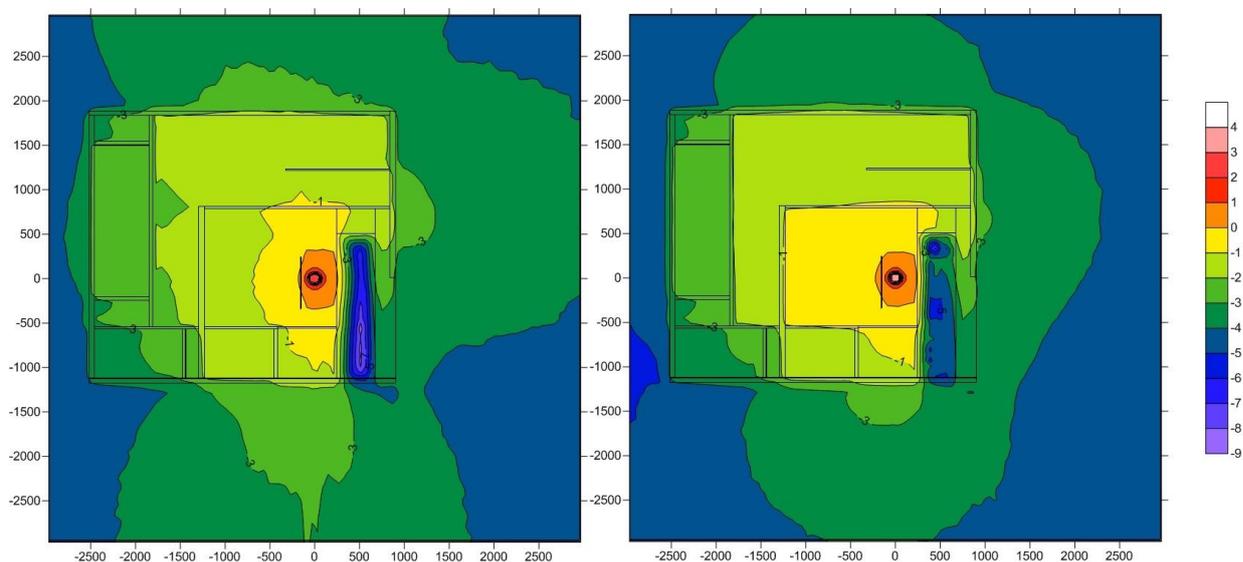


Рисунок 23 – Распределение поглощённой дозы мгновенных гамма-квантов и нейтронов в Гр для ОВЧ на кантователе, сечение ху на уровне центра активной зоны

По результатам расчетов границы ЯОЗ полностью захватывают помещения 118 и частично помещение 117, блоки детектирования САС СЦР устанавливаются на стене помещения 118 на уровне центра активной зоны, как указано на рисунке 24. Расстояние от очага СЦР до блока детектирования составляет 2 м.

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

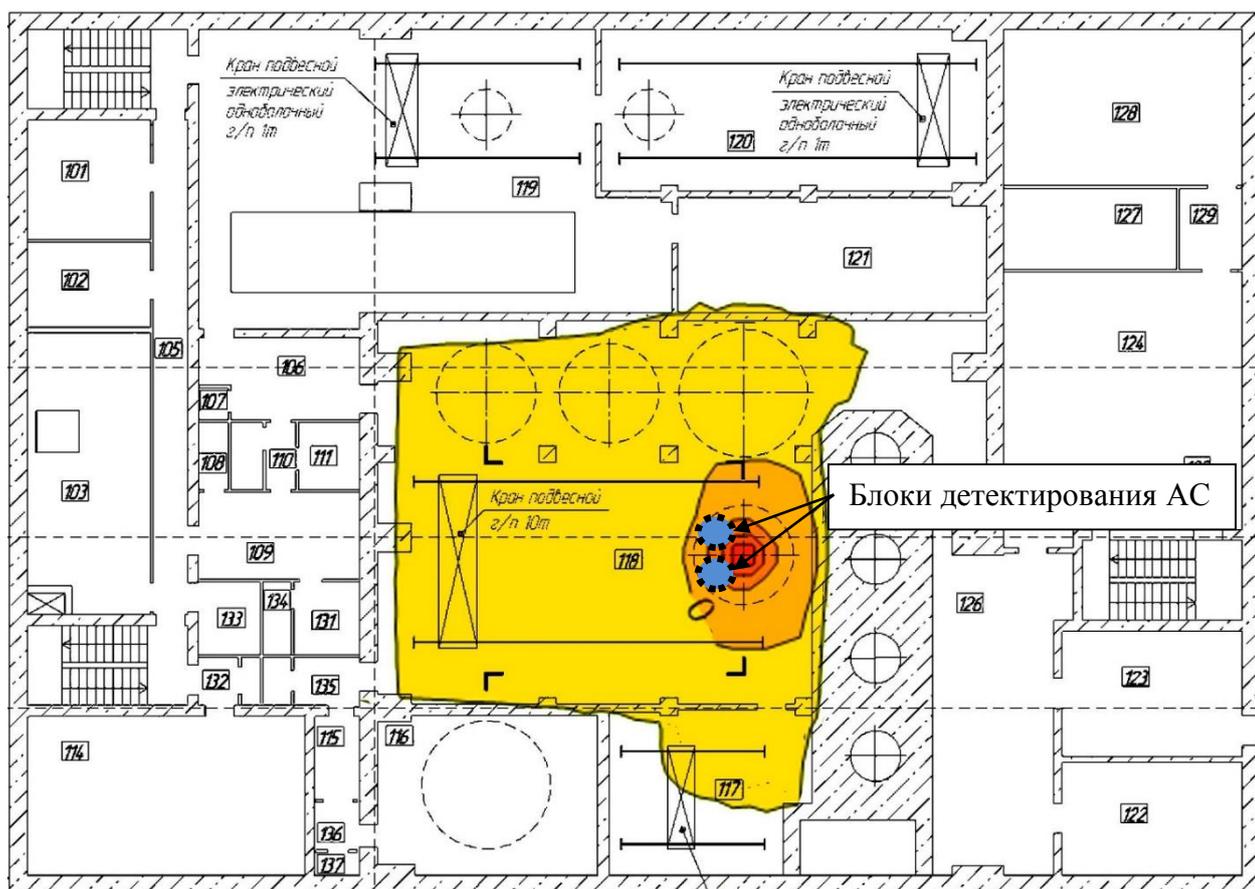


Рисунок 24 – Границы ЯОЗ при СЦР на кантователе и место установки блоков детектирования САС

4.7 Выводы по главе 4

1 Распределение поглощённых доз, полученное с помощью прямого расчёта, имеет статистические погрешности больше допустимых значений на большей части расчётной области. Для получения достоверных результатов на всей расчётной области требуется применение методов понижения дисперсии.

2 Применение весовых окон, полученных итерационным методом, позволило получить распределение поглощённой дозы с допустимой статистической погрешностью практически на всей расчётной области.

3 По результатам расчётов определены границы ядерно опасных зон и места расположения БД СЦР.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Вывод из эксплуатации ЯЭУ, являющейся источником ионизирующего излучения, содержащей ядерные материалы и имеющей остаточное тепловыделение, является технически сложной и дорогостоящей операцией.

Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при обращении с ОЯТ являются главными моментами 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, теплоносителя 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 этапе 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 двухмерная 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 ТМЖТ. 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-143. 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 м. Статистическая погрешность расчёта составила меньше допустимых значений (5 %).

Расчёт показал, что конструкция ТУКа-143 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 2,6см. 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, имеющую 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 м 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 кассеты в ТК-6, находящейся в приемке для дезактивации и для ОВЧ, находящейся на кантователе. Применение MAGIC-метода позволило получить достоверные результаты (статистическая погрешность менее 10 %) для всей расчётной области.

Результаты, проведённых расчётных исследований с учетом индивидуального подхода к каждому ОВЧ применялись для:

- обоснования ядерной безопасности на каждом этапе разборке;
- 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 ОВЧ.

Применённая в диссертационной работе методика может использоваться не только для реакторов с ТЖМТ, но и для других типов реакторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Носовский, А.В. Снятие с эксплуатации ядерных энергетических установок / А.В. Носовский, В.Н. Васильченко, А.А. Ключников, Я.В. Ященко. — Киев: Техника, 2005. — 290 с.
2. Мазокин, В.А. Проблемы утилизации многоцелевых АПЛ с реакторами на жидкометаллическом теплоносителе // Отдел ядерного топливного цикла и технологии обращения с отходами. — Вена, Австрия. — 2003. — 11с.
3. Забудько, А.Н. Проблемы и подходы к обращению с отработавшим ядерным топливом жидкометаллических реакторов атомных подводных лодок / А.Н. Забудько, Д.В. Панкратов, Г.И. Тошинский и др. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. — № 1. — 2007. — С. 13-22.
4. Wagner, J.C. FW-CADIS Method for Global and Regional Variance Reduction of Monte Carlo Radiation Transport Calculations / J.C. Wagner, D.E. Peplow, S.W. Mosher // Progress in Nuclear science and TECHNOLOGY. — 2014. — Vol. 176. — P. 37-57.
5. Suslov, I.R. An Improved Transport Theory Schemes Based on the Quasi-Stationary Derivatives Principle, Proceedings of International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing in Nuclear Applications // Saratoga Springs — USA — October 5-9, 1997.
6. Карлос, М. Методы Монте-Карло в применении к решению реакторных задач / М. Карлос, Ф. Накач, Дж. Селник // Сб. ст. Вычислительные методы в физике реакторов. — М.: Атомиздат, 1972. — С. 224-276.
7. Wagner, J.C. Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory / J.C. Wagner, D.E. Peplow, S.W. Mosher, T.M. Evans // Progress in Nuclear science and technology. — 2011. — Vol. 2. — P.808-814.

8. Сомов, И.Е. Методы расчетно-экспериментального обоснования ядерной и радиационной безопасности при выгрузке и хранении ОВЧ жидкометаллических реакторов АПЛ / И.Е. Сомов, М.И. Бугреев, Забудько А.Н., С.В. Игнатъев, С.А. Николаев, Д.В. Панкратов, В.К. Сазонов, Г.И. Тошинский, В.А. Чернов // Тезисы докл. Международного научного семинара Россия-НАТО «Научные и технические проблемы обеспечения безопасности при обращении с ОЯТ и РАО утилизируемых АПЛ и НК с ЯЭУ». Президиум РАН. — Москва. — 22-24 сентября 2004 г. — С. 65.
9. Зродников, А.В. Выгрузка, хранение и последующее обращение с ОЯТ жидкометаллических реакторов: состояние и проблемы. / А.В. Зродников, С.В. Игнатъев, Д.В. Панкратов, Г.И. Тошинский, А.Н. Забудько, В.К. Сазонов // Тезисы докладов Международного научного семинара Россия-НАТО «Научные и технические проблемы обеспечения безопасности при обращении с ОЯТ и РАО утилизируемых АПЛ и НК с ЯЭУ», Президиум РАН. — Москва. — 22-25 сентября 2004 г. — С.33.
10. Гусев, Н.Г. Защита от ионизирующих излучений / Н.Г. Гусев, В.А. Климанов, В.П. Машкович, А.П. Суворов — М.: Энергоатомиздат, 1989. — Т.1 — 512 с.
11. Saidi, P. Variance Reduction of Monte Carlo Simulation in Nuclear Engineering Field. / P. Saidi, M. Sadeghi, C. Tenreiro . [Электронный ресурс]. — <http://dx.doi.org/10.5772/53384155> (Дата обращения 18.11.2024).
12. Чернов, С.В. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ MCSMMeshmod 1.0 / С.В. Чернов, А.В. Сонько — № 2023665987 от 25.07.2023.
13. Девкина, Е.В. Проведение расчётов в обоснование радиационной безопасности при выгрузке и разборке активных зон отработавших выемных частей реакторов с жидкометаллическим теплоносителем АПЛ в п. Гремиха / Е.В. Девкина, А.Н. Николаев, И.Р. Суслов, В.А. Чернов //

- «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях»: Тез. докл. 10-я юбилейная Российская конференция — Москва, Обнинск. — 2015. — С. 137–138. (авторство не разделено).
14. Девкина, Е.В. Особенности проведения расчётов методом Монте-Карло двумерной тестовой модели защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива / Е.В. Девкина, И.Р. Суслов, В.А. Чернов // «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики «Нейтроника». — Обнинск. — 2022. — С.65-67. (авторство не разделено).
 15. Марчук, Г.И. Методы вычислительной математики. — М.: Наука. Главная редакция физико-математической литературы, 1980. — 607 с.
 16. Волощенко, А.М. РОЗ-6.3 — программа для решения уравнения переноса нейтронов и гамма-квантов в одномерных геометриях методом дискретных ординат / А.М. Волощенко, А.А. Дубинин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — Вып. 6(43). — 1984. — С. 30.
 17. Волощенко, А.М. «КАСКАД-1.5 - программа для решения уравнения переноса нейтронов, фотонов и заряженного излучения в двумерных геометриях» / А.М. Волощенко, А.В. Швецов // Сборник тезисов докладов VII Российской научной конференции — «Защита от ионизирующих излучений ядерно-технических установок». — Обнинск. — 22-25 сентября 1998 г.
 18. Voloschenko, A.M. KATRIN-1.0: Three-Dimensional Multigroup Discrete-Ordinates Transport Code // Proc. Int. Conf. On the New Frontiers of Nuclear Technology: Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing – PHYSOR 2002. — Seoul, Korea. — October 7-10, 2002.
 19. Басс, Л.П. Радуга-6 – программа расчета стационарных и нестационарных нейтронных и гамма полей в 1D, 2D, 3D областях / Л.П. Басс, О.В. Николаева // Труды 7-й МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». — ОКБ «ГИДРОПРЕСС». — Подольск, Россия. — 17-20 мая 2011 г.

20. RSICC COMPUTER CODE COLLECTION. TWODANT-SYS. One- and Two-Dimensional, Multigroup, Discrete-Ordinates Transport Code System. ORNL. // CC-547. — November 1992.
21. Suslov, I.R. MCCG3D – 3D Discrete Ordinates Transport Code for Unstructured Grid/ State of Art and Future Development // Сборник трудов семинара «Нейтроника-96». — Обнинск. — 1996. — С. 162.
22. Селезнев, С.А. Построение структурированных и неструктурированных тетраэдральных сеток на основе САД моделей для ПС ODETTA / С.А. Селезнев, Е.П. Сычугова, Е.Ф. Селезнев Ю.Ю., Дробышев, Р.А. Жуковский // Сборник трудов «Нейтроника-2015». — Обнинск.— 2015.
23. Соболев, И.М. Метод Монте-Карло. — М.: Наука. Главная редакция физико-математической литературы, 1968. — 68 с.
24. Карлос, М. Методы Монте-Карло в применении к решению реакторных задач / М. Карлос, Ф. Накач, Дж. Селник // Сб. ст. Вычислительные методы в физике реакторов. — М.: Атомиздат, 1972. — С. 224–276.
25. Золотухин, В.Г. Применение метода Монте-Карло для расчёта защиты от ядерных излучений / В.Г. Золотухин, С.М. Ермаков // Вопросы физики защиты реакторов. — Вып. 1. — Москва. — 1963. — С. 171–181.
26. Блыскавка, А.А. Пилотная версия программы ММК с непрерывным слежением за энергией нейтрона / А.А. Блыскавка, Е.В. Жемчугов, К.Ф. Раскач // Доклад на отраслевом семинаре «Нейтроника-2012». — Обнинск. — 2012.
27. Блыскавка, А.А. Программный комплекс ММККЕНО для расчета ядерных реакторов методом Монте-Карло / А.А. Блыскавка, М.Н. Николаев, А.М. Цибуля // ГНЦ РФ-ФЭИ. — Обнинск. — 2002.
28. Гомин, Е.А. Статус MSU-4 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. — М. — 2006.
29. MCNP4B – A General Monte Carlo N-Particle Transport code: Los Alamos National Laboratory report ; Briesmeister Ed. – 1997, LA-12625-M. 33.

30. ENDF/B-VI Data for MCNP TM: Los Alamos National Laboratory report; Hendricks J.S., Frankle S.C., Court J.D. – 1994, LA-12891.
31. Андросенко, А.А. Комплекс программ BRAND для расчета характеристик переноса излучений методом Монте-Карло / А.А. Андросенко, П.А. Андросенко // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика и техника ядерных реакторов. — Вып. 7. — 1985. — С. 334.
32. Владимиров, В.С. Численное решение кинетического уравнения для сферы // Вычислительная математика – 3. — М.: Изд-во АН СССР, 1958.
33. Суслов, И.Р. Метод характеристик в областях со сложной геометрией // Атомная энергия. — т. 65, вып. I. — 1988. — С. 57-58.
34. Суслов, И.Р. Программа MССG. Описание применения // ФЭИ. — Обнинск. — 1987.
35. Абагян, Л.П. Программа MSU для расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов / Л.П. Абагян, Н.И. Алексеев, В.И. Брызгалов, А.Е. Глушков, Е.А. Гомин, М.И. Гуревич, М.А. Калугин, Л.В. Майоров, С.В. Марин, М.С. Юдкевич // Препринт №5741/5. — Москва : ИАЭ. — 1994.
36. Абагян, Л.П. Программа MSU-3 для расчёта методом Монте-Карло нейтронно-физических характеристик ядерных реакторов / Л.П. Абагян, А.Е. Глушков, Е.А. Гомин, М.А. Калугин, Л.В. Майоров, М.С. Юдкевич // Препринт №5736/5. — Москва: ИАЭ. — 1994.
37. Бикеев, А.С. Разработка и апробация полномасштабной математической модели транспортного контейнера для анализа радиационной безопасности методом Монте-Карло при перевозке топлива ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 / А.С. Бикеев, Ю.С. Дайченкова, М.А. Калугин, Д.С. Олейник, Д.А. Шкаровский // «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики - Нейтроника». — Обнинск. — 2019. — С.59–61.

38. Полевой, В.Б. Программа ММКФК-3 / В.Б. Полевой, В.В. Коробейников // «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики - Нейтроника». — Обнинск. — 2022. — С.51.
39. Алёшечкин, В.Н. Применение метода Монте-Карло для расчёта токов вклада в защите реакторов / В.Н. Алёшечкин, В.В. Коробейников, Э.П. Попов // Защита от ионизирующих излучений ядерно-технических установок: Тез. докл., IV Российская науч. конф. — Томск. — 1985. — С 11.
40. Баранов, О.В. Реализация методов «расщепления и рулетки» в программном комплексе ММКФК / О.В. Баранов, В.В. Коробейников, А.В. Овчинников, В.Б. Полевой // Препринт ФЭИ-1835. — Обнинск: ГНЦ РФ — ФЭИ. — 1987.
41. Forster, R.A. MCNP Capabilities For Nuclear Well Logging Calculations / R.A. Forster, R.C. Little, J.F. Briesmeister, J.S. Hendricks // IEEE Transactions on Nuclear Science. — 37 (3), 1378. — June 1990.
42. Bucklew, J Introduction to rare event simulation // Springer Science & Business Media. — New York, first edition. — 2004.
43. L'Ecuyer, P Splitting with weight windows to control the likelihood ratio in importance sampling / P. L'Ecuyer, B. Tuffin // In Proceedings of the 1st international conference on Performance evaluation methodologies and tools — ACM. — 2006. — P.21.
44. Booth, T.E. Monte Carlo Variance Comparison for Expected-Value Versus Sampled Splitting // Nuclear Science and Engineering — 89(4) — 1985. — P. 305–309.
45. Haghghat, A. Monte Carlo Variance Reduction with Deterministic Importance Functions / A. Haghghat, J.C. Wagner // Progress in Nuclear Energy — 42(1). — 2003. — P. 25–53.
46. Brown, F. Fundamentals of Monte Carlo Particle Transport // Los Alamos National Laboratory. — LA-UR-05-4983. — 2005.

47. Booth, T.E. Importance Estimation in Forward Monte Carlo Calculations / T.E. Booth, J.S. Hendricks // Nucl. Tech./Fusion. — 5. — 1984.
48. Booth, T.E. A Sample Problem for Variance Reduction in MCNP // Los Alamos National Laboratory. — report LA-10363-MS. — June 1985.
49. Sarkar, P.K. Prediction of Statistical Error and Optimization of Biased Monte Carlo Transport Calculations / P.K. Sarkar, M.A. Prasad // Nucl. Sci. Eng. — 70. — 1979. — P. 243-261.
50. Clark, F.H. The Exponential Transform as an Importance-Sampling Device // A Review, "ORNL-RSIC-14. — January 1966.
51. Hendricks, J.S. Construction of Equiprobable Bins for Monte Carlo Calculation // Trans. Am. Nucl. Soc. — 35. — 1980. — P. 247.
52. Munk, M. FW/CADIS- Ω an angle-informed hybrid method for deep-penetration radiation transport / M. Munk, R.N. Slaybaugh, T.M. Pandya, S.R. Johnson, T.M. Evans // arXiv:1612.00793. — v.1 [math.NA]. — 2 Dec 2016.
53. Wagner, J.C. Automated Variance Reduction of Monte Carlo Shielding Calculations Using the Discrete-Ordinates Adjoint Function / J.C. Wagner, A. Haghihat // Nuclear Science and Engineering. — 128. — 1998. — P. 186-208.
54. Mosher, S.W. ADVANTG - An Automated Variance Reduction Parameter Generator / S.W. Mosher, S.R. Johnson, A.M. Beville, A.M. Ibrahim, C.R. Daily, T.M. Evans, J.C. Wagner, J.O. Johnson, R.E. Grove // Technical Report, ORNL/TM-2013/416. — Oak Ridge National. — 2013.
55. Cooper, M.A. Automated Weight Laboratory Windows for Global Monte Carlo Particle Transport Calculations / M.A. Cooper and E.W. Larsen // Nuclear Science and Engineering. — 137. — 2001. — P. 1-13.
56. Davis, A. Comparison of Global Variance Reduction methods for Monte Carlo Radiation Transport Simulations of ITER / A. Davis, A. Turner // In Proceedings of the 26th Symposium on Fusion Technology - SOFT-26. — 2010.

57. Loughlin M.J. ITER Nuclear Analysis Strategy and Requirements / M.J. Loughlin, P. Batistoni, C. Konno // Fusion Science and Technology. — 56 — 2009.—P. 566 - 572.
58. Evans, T.M.. Denovo: A New Three-Dimensional Parallel Discrete Ordinates Code in SCALE / T.M. Evans, A.S. Stafford, R.N. Slaybaugh, K.T. Clarno // Nuclear Technology. — 2010. — P. 171-200.
59. Суслов, И.Р. Гибридный метод расчета защиты ЯЭУ на основе схемы уменьшения дисперсии CADIS / И.Р. Суслов, И.А. Лямцев, С.В. Чернов // Известия вузов Ядерная энергетика. — № 2. — 2013. — С. 71–79.
60. Van Riper, K.A. AVATAR – Automatic Variance Reduction in Monte Carlo Calculation / K.A. Van Riper, T.J. Urbatsch, P.D. Soran, D.K. Parsons, J.E. Morel, G.W. McKinnely, S.R. Lee // Joint International Conference on Mathematical Methods and Supercomputing for Nuclear Applications — Saratoga Springs. — New York. — October 5-9, 1997.
61. DOORS 3.2: One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Code System // Available from Radiation Safety Information Computational Center at Oak Ridge National Laboratory as CCC-650.
62. Both, J.P. A survey of TRIPOLI-4 / J.P. Both, H. Derrinnic, B. Morillon, J.C. Nimal // Proceedings of the 8th International Conference on Radiation Shielding. — Arlington, TX USA. — April 24-28, 1994.
63. Both, J.P. Automated Importance Generation and Biasing Techniques in TRIPOLI-3 / J.P. Both, J.C. Nimal, T.Vergnaud // Prog. in Nucl. Energy. — 24 (1-3). — 1990.
64. Wareing, T.A. Discontinuous Finite Element Sn Methods on Three-Dimensional Unstructured Grids / T.A. Wareing, J.M. McGhee, J.E. Morel, S.D. Pautz // M&C. — Madrid. — 1999. — Vol. 2. — P. 1185.
65. Wareing, T.A. Coupled Electron-Photon Transport Methods on 3-D Unstructured Grids / T.A. Wareing, J.E. Morel, J.M. McGhee // Trans Am. Nucl. Soc. — Washington D.C. — 2000.— Vol. 83.

66. Савицкий, В.И. Одномерные тестовые модели защиты быстрых энергетических реакторов // Препринт №1290. — Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. — 1982.
67. Kodelia, I. 20 Years of SINBAD (Shielding Integral Benchmark Archive and Database) / I. Kodelia, A. Milocco, P. Ortego, E. Sartori // Progress in Nuclear Science and Technology. — 2014. — Vol. 4. — P. 308-311.
68. Miller, P. Shielding Experimental Benchmark Base at the Nuclear Energy Data Bank / P. Miller, P. Nagel, M. Salvatores, E. Sartori // Proc 7th Int. Conf. on Rad. Shielding. — Bournemouth, NEACRP-L-310. — 1988.
69. Benchmark on the Three-dimensional VENUS-2 MOX Core Measurements // Final Report. Nuclear Science NEA/NSC/DOC. — 2003.
70. Benchmark on the VENUS-2 MOX core Measurements // Final Report. NEA/NSC/DOC. — 2000.
71. Rulko, R.P. Heterogeneous 3-D SN Transport Reactor Calculations Using Attila / R.P. Rulko, M. Belal, D.I. Tomasevic // Joint International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications and Monte Carlo 2010 (SNA + MC2010). — Hitotsubashi Memorial Hall, Tokyo, Japan. — October 17-21, 2010.
72. Зизин, М.Н. Методы расчёта нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов. — Москва: Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт». — 2014.
73. Нормы радиационной безопасности. НРБ-99/2009.
74. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. НП-053-16.
75. Девкина, Е.В. Особенности проведения расчётов методом Монте-Карло двумерной тестовой модели защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива // Препринт № 3283. — Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ. — 2018.
76. Розанов, Ю.А. Теория вероятностей, случайные процессы и математическая статистика. — М.: Наука, 1985. — 319 с.

77. Кирюшин, А.И. Инженерные методы расчёта и проектирования биологической защиты атомных паропроизводящих установок / А.И. Кирюшин, Е.А. Шлокин — Горький. ГПИ им. А.А. Жданова, 1979. — 56 с.
78. Орлов, В.В. Оптимизация физических характеристик защиты от излучений / В.В. Орлов и др. // В сб. «Вопросы физики защиты реакторов». Под редакцией Д.Л. Бродера и др. — М., Госатомиздат, 1966 г. — С. 5-21.
79. Кирюшин, А.И. Проектирование и оптимизация биологической защиты атомных паропроизводящих установок / А.И. Кирюшин, Е.А. Шлокин — Горький. ГПИ им. А.А. Жданова, 1981. — 263 с.
80. Забудько, А.Н., Проблемы обращения с ОЯТ жидкометаллических реакторов АПЛ / А.Н. Забудько, С.В. Игнатъев, И.Е. Сомов, Д.В. Панкратов, Г.П. Суворов, В.Т. Выгодин, С.А. Николаев, В.И. Тихомиров // Тяжёлые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях (ТЖМТ-2008). Сб. докл. конф. В 2-х томах. — Обнинск. — 2008. — Том 2. — С. 547.
81. Дубинин, А.А. Обновление базы нейтронно-физических данных программного комплекса «КАМОД» для решения задач радиационной безопасности ЯЭУ / А.А. Дубинин, А.П. Пышко, О.В. Фролов // Тезисы докладов IX Российской научной конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». — Обнинск. — 2008. — С. 81-83.
82. Григорьев, И.С. Физические величины: Справочник / Под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова. — М.: Энергоатомиздат, 1991. — 1236 с.
83. ОЯТ и РАО часть1. [Электронный ресурс]. — <https://portal.tpu.ru/SHARED/p/PMGAVRILOV/study/Tab/> (Дата обращения 20.11.2024).

84. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ) (НП-016-05), утверждённые постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 декабря 2005 г. №11.
85. Киселёв, М.Ф. Обоснование безопасности выполнения работ по обращению с отработавшим ядерным топливом и подготовке к его вывозу из губы Андреева. Роль надзорных органов в оценке разработанной документации / М.Ф. Киселёв, Н.К. Шандала, М.К. Сневе, Н.П. Саяпин, В.В. Романов. [Электронный ресурс]. — <https://inis.iaea.org/> (Дата обращения 26.11.2024).
86. Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла (НП-063-05), утверждённые постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 20 декабря 2005г. №15.
87. Межгосударственный стандарт Комплекты упаковочные транспортные с отработавшими тепловыделяющими сборками ядерных реакторов. Требования к методам расчёта ядерной безопасности. ГОСТ 25461-82.
88. Общие правила проектирования и эксплуатации систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления и организации мероприятий по ограничению её последствий. ПБЯ-06-10-2017 — ГНЦ РФ – ФЭИ, г. Обнинск. — 2017.
89. Чередов, В.М. Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР. Уроки аварий. [Электронный ресурс]. — <https://portal.tpu.ru/> (Дата обращения 27.11.2024).