На правах рукописи

Курбонмамадов Алишер Шакармамадович

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОПЕРАТИВНОЙ ОЦЕНКИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ПО ПОМЕЩЕНИЯМ АЭС С РУ ВВЭР-1000 В УСЛОВИЯХ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ ДЛЯ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОГО ЦЕНТРА РОСТЕХНАДЗОРА

Специальность 2.4.9 – Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук



Москва-2026

Работа выполнена в федеральном бюджетном учреждении «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ»)

Научный руководитель:	**Кавун Олег Юрьевич,** доктор технических наук, консультант отдела научной экспертизы и аспирантуры АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», профессор МГТУ им. Н.Э. Баумана
Официальные оппоненты:	**Киселев Аркадий Евгеньевич** доктор технических наук, с.н.с, Заместитель директора по научной работе и координации перспективных разработок Федерального государственного бюджетного учреждения науки Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН) **Мухамадеев Рубен Ильдарович** кандидат технических наук, старший научный сотрудник отделения ядерной энергетики Акционерного общества «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского» (АО «ГНЦ – ФЭИ»)
Ведущая организация	Федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»

Защита диссертации состоится « 24 » декабря 2026 г. в 16 ч. 00 мин. на заседании диссертационного совета 24.2.331.26 при МГТУ им. Н.Э. Баумана по адресу: 105005, г. Москва, ул. 2-я Бауманская, д. 5, стр. 1, ГУК, Зал Учёного Совета МГТУ им. Н.Э. Баумана

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке МГТУ им. Н.Э. Баумана и на официальном сайте www.bmstu.ru/

Отзывы на автореферат в двух экземплярах с подписью, заверенные печатью, просим направлять по адресу: 105005, Москва, 2-я Бауманская ул., д. 5, стр. 1, МГТУ им. Н.Э. Баумана, ученому секретарю диссертационного совета 24.2.331.26 также просим отправлять электронные копии отзывов на электронную почту telekh@bmstu.ru

Автореферат разослан «___»_____2026 г.

Ученый секретарь диссертационного совета 24.2.331.26, кандидат технических наук, доцент  Телех В.Д.

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы.

Атомные электрические станции являются надежным источником электроэнергии, однако процесс ее получения имеет ряд особенностей, которые делают АЭС потенциальным источником выброса радиоактивных веществ в окружающую атмосферу. Для прогнозирования угрозы возникновения выброса радиоактивных веществ и ликвидации его последствий была создана Единая Государственная система предупреждения и ликвидации чрезвычайных ситуаций, в рамках которой существует функциональная подсистема контроля за ядерно и радиационно опасными объектами. Для обеспечения деятельности данной подсистемы функционирует Информационно-аналитический центр (ИАЦ) Ростехнадзора.

Высокая эффективность механизмов реагирования на аварийные ситуации на ОИАЭ является одним из важнейших условий для минимизации последствий ядерных и радиационных аварийных ситуаций. Для этого разрабатываются специализированные методики и программные средства, позволяющие оперативно оценивать текущее состояние аварийного ОИАЭ и прогнозировать состояние критических функций безопасности.

При возникновении аварийных ситуаций на ОИАЭ в соответствии с п. 5.3.11 Постановления Правительства РФ от 30.07.2004 №401 «О Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору», и Положением об Информационно-аналитическом центре Ростехнадзора, формируются группы экспертов, задача которых состоит в оценке текущего состояния аварийного энергоблока АЭС, а при переходе аварии в тяжелую стадию необходимо дать прогноз ее развития, в том числе рассчитать распределение радионуклидов по помещениям АЭС, оценить выход радионуклидов в окружающую среду в случае нарушения плотности герметичного ограждения (ГО).

Существующие методы оценки распределения радионуклидов зачастую являются сложными, трудоемкими и требуют значительных временных затрат. В условиях аварийной ситуации оперативность оценки имеет решающее значение для принятия своевременных решений по защите персонала, населения и окружающей среды.

Таким образом, разработка методики, позволяющей оперативно и с достаточной точностью оценивать распределение радионуклидов при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР-1000, является актуальной задачей, имеющей важное практическое значение для минимизации последствий аварий.

Цель и задачи работы. Целью настоящей диссертационной работы является разработка специализированной методики, предназначенной для оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям энергоблоков АЭС с реакторными установками ВВЭР-1000 и оценке параметров выхода радионуклидов. Эта методика призвана обеспечить расчетно-аналитическую поддержку экспертов Информационно-аналитического центра (ИАЦ) Ростехнадзора при реагировании на аварийные ситуации на АЭС.

Разработанная методика является универсальной для энергоблоков АЭС с РУ типа ВВЭР, поскольку включает общий предварительный этап формирования библиотеки результатов расчетов тяжелых аварий и аварийный этап ее применения при реагировании. При этом обоснование применимости, верификация и апробация методики в настоящей диссертационной работе выполнены применительно к энергоблокам АЭС с РУ ВВЭР-1000 проектов В-320, В-187 и В-338. Для применения методики к другим проектам РУ требуется предварительное формирование и обоснование соответствующей библиотеки результатов расчетов с учетом конструктивных особенностей реакторной установки, герметичного ограждения, состава помещений и систем безопасности.

Для достижения поставленной цели были сформулированы и решены следующие задачи:

– выполнен обзор существующих методик и программ для расчета выхода радионуклидов (от «черных ящиков» до детальных моделей для программных средств реалистичной оценки типа СОКРАТ, MELCOR или ASTEC)

– на основе базовой модели АЭС с РУ ВВЭР-1000, поставляемой в комплекте программы для ЭВМ «ASTEC», позволяющей проводить расчеты тяжелых аварий с плавлением топлива, разработана модель российского энергоблока АЭС с РУ ВВЭР-1000 (В-320) для проведения набора расчетов тяжелых аварий с плавлением топлива;

– проведен анализ исходных событий и факторов, влияющих на выход радионуклидов в помещения контаймента;

– предложен и обоснован подход к многомерной интерполяции результатов расчетов (сформированных в виде библиотеки), позволяющий находить временную и пространственную картину распределения активности для «промежуточных» значений параметров аварии;

– разработан подход к оценке погрешности интерполяции и оптимизации перечня ТА, используемого в библиотеке результатов расчетов;

– разработана методика для оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям и параметров выхода радионуклидов на энергоблоках АЭС с РУ ВВЭР в условиях тяжелых аварий с плавлением топлива непосредственно во время аварийного реагирования;

– на основе методики разработана программа для ЭВМ «Памир (версия 1.0)», предназначенная для обработки и многомерной интерполяции результатов расчетов тяжелых аварий на АЭС с РУ ВВЭР-1000, предварительно полученных посредством программ для ЭВМ, предназначенный для расчета ТА;

– проведена верификация разработанной методики;

Научная новизна работы.

Научная новизна диссертационной работы заключается в разработке и обосновании новой методики оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям АЭС с реакторными установками типа

ВВЭР-1000 в условиях тяжелых аварий, которая характеризуется следующими положениями:

1. Предложен и обоснован метод многомерной интерполяции в пространстве независимых переменных (время обесточивания, диаметр течи, состояние систем и др.) для расчета распределения активности радионуклидов по помещениям герметичного ограждения.

2. Разработана и обоснована комбинированная методика оценки, интегрирующая скоростной подход (методика «черных ящиков») с предварительно подготовленными результатами расчетов по программам реалистичной оценки, которая в отличие от существовавших ранее методик позволяет оперативно оценивать распределение радионуклидов в условиях ограниченной информации, обеспечивая при этом необходимую точность расчетов за счет использования специализированных библиотек для конкретных проектов реакторных установок.

3. Предложен подход к формированию и оптимизации перечня сценариев ТА в основе библиотеки результатов расчетов, основанный на количественной оценке погрешности интерполяции путем сопоставления интерполированных результатов с результатами прямых расчетов по кодам реалистичной оценки.

4. Установлены закономерности и причины различий в выходе радионуклидов при течах из горячей и холодной ниток главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ). Показано влияние эффекта «запирания» гидроемкостей системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ) на динамику выхода радионуклидов и структуру их распределения по помещениям.

Полученные результаты обеспечивают основу для эффективного использования разработанной методики при оперативном реагировании на тяжелые аварии на АЭС с реакторными установками типа ВВЭР-1000.

Практическая значимость

Оперативная оценка: Разработанная методика позволяет экспертам ИАЦ Ростехнадзора оперативно оценивать распределение радионуклидов в помещениях АЭС при тяжелых авариях.

Оценка обоснованности принимаемых решений: Оперативная информация о распределении радионуклидов позволит независимо оценить обоснованность принимаемых ЭО решений по защите персонала, населения и окружающей среды.

Внедрение в ИАЦ Ростехнадзора: Методика и разработанная на ее основе программа для ЭВМ «Памир (версия 1.0)» внедрены в ИАЦ Ростехнадзора и регулярно применяются в ходе участия экспертных групп в противоаварийных тренировках.

Достоверность полученных результатов, представленных в диссертации, подтверждена:

– использованием для разработки расчетной модели АЭС с РУ ВВЭР-1000 валидированной на большом количестве экспериментов программы для ЭВМ, которое широко применяется в области расчетов тяжелых аварий

энергоблоков АЭС, в том числе в качестве эталонной при подготовке бенчмарков средств оперативной оценки распределения радионуклидов;

– тестированием во время проведения противоаварийных тренировок на АЭС с РУ типа ВВЭР-1000;

– использованием отлаженных механизмов многомерной интерполяции;

– результатами верификации методики на прямых расчетах распределения радионуклидов по помещениям АЭС при тяжелых авариях.

Основные положения, выносимые на защиту:

1) Методика оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям АЭС с РУ ВВЭР-1000 в условиях тяжелых аварий.

2) Математическая модель многомерной интерполяции результатов расчетов ТА.

3) Алгоритм оптимизации перечня сценариев ТА на основе оценки погрешности интерполяции.

4) Результаты верификации методики оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям АЭС с РУ ВВЭР-1000 в условиях тяжелых аварий.

5) Результаты исследования влияния местоположения течи при авариях с течью ГЦТ и наложением обесточивания.

Личный вклад автора:

В диссертации лично автором получены следующие результаты:

– выполнен анализ существующих методик, для оценки распределения радионуклидов по помещениям ГО энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР;

– выполнен анализ протекания тяжелых аварий с плавлением топлива с учетом различных комбинаций отказов для разработки подходов к учету параметров ТА при оперативной оценке;

– разработана методика оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям герметичного ограждения АЭС с РУ ВВЭР в условиях тяжелых аварий;

– на основании разработанной методики создана, зарегистрирована и внедрена в ИАЦ Ростехнадзора программа для ЭВМ «Памир (версия 1.0)»;

– проведена верификация методики оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям АЭС с РУ ВВЭР-1000 в условиях тяжелых аварий;

– разработаны, верифицированы, зарегистрированы и внедрены в ИАЦ Ростехнадзора библиотеки распределения радионуклидов по помещениям герметичного ограждения при тяжелых для всех российских энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР-1000 под руководством автора;

– выполнены исследования влияния шага сетки расчетов на погрешность получаемых результатов распределения радионуклидов по помещениям ГО энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР и создан алгоритм оптимизации перечня сценариев ТА на основе оценки погрешности интерполяции.

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, 4 глав, заключения, списка литературы. Работа изложена на 182 странице, содержит 75 рисунков, 26 таблиц и 3 приложения; перечень использованных источников включает 71 наименований.

Апробация работ. Основные положения работы докладывались и обсуждались на следующих научных семинарах, совещаниях и конференциях: семинар пользователей ПС ASTEC (г. Алкмар, Королевство Нидерланды, 2017 г.), техническое совещание по вопросам моделирования тяжелых аварий на водоохлаждаемых реакторах (г. Австрия, г. Вена., 2017 г.), семинар пользователей ПС ASTEC (г. Экс-ан-Прованс, Французская Республика, 2018 г.), ежегодный семинар молодых специалистов организаций-членов ETSON (JSP) (г. Болонья, Итальянская Республика, 2019 г.), конференция молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике» (г. Москва, Россия, 2019 г.), IX научно-практическая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли «Молодежные решения для достижения лидерства атомной отрасли на мировом энергетическом рынке в эпоху трансформации экономики» (г. Санкт-Петербург, Россия, 2021 г.), Семинар 5 управления Ростехнадзора (г. Москва, 2022 г.), X международная научно-практической конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2023» (г. Санкт-Петербург, Россия, 2023 г.), научно-технический совет ФБУ «НТЦ ЯРБ» (г. Москва, 2018, 2021, 2022, 2025 гг.).

Публикации. По теме диссертации опубликовано 6 научных статей в журналах и сборниках конференций, совещаний и семинаров, включая 3 статьи во включенном в перечень ВАК РФ рецензируемом научном издании. По результатам работы получено свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ (от 13.02.2024 № 2024613510), а также 3 свидетельства о государственной регистрации базы данных (от 08.02.2024 № 2024620633, от 14.02.2024 № 2024620716, от 14.02.2024 № 2024620717).

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во **введении** обосновывается актуальность выбранной темы диссертационной работы, определяются цели и задачи. Формулируются положения, выносимые на защиту.

В **первой главе** обосновывается выбор подхода к решению задачи оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям ГО энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР при тяжелых авариях с плавлением топлива, а также формулируются требования, предъявляемые к разрабатываемой методике.

Для оценки распределения продуктов деления по помещениям ГО энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР в случае тяжелой аварии и прогнозирования ее дальнейшего развития необходима методика, позволяющая корректно учитывать протекание процессов. При этом в соответствии с особенностями аварийного реагирования, такими как неопределенности аварийной ситуации и непрерывное ее изменение, методика должна обладать следующими свойствами:

- высокая скорость получения оценок;
- достаточная для целей аварийного реагирования точность.

На текущий момент существует несколько подходов, позволяющих провести оперативную оценку концентрации продуктов деления в реакторной установке и помещениях ГО, на основе которых возможна реализация разрабатываемой методики.

В первой главе рассмотрены существующие подходы к оценке распределения радионуклидов по помещениям герметичного ограждения АЭС.

При разработке методики оперативной оценки распределения продуктов деления по помещениям ГО энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР для ИАЦ Ростехнадзора был выбран комбинированный подход, который сочетает оперативность методик «черных ящиков» с точностью и предварительной подготовкой данных, характерных для более сложных моделей. Такой подход позволит обеспечить баланс между необходимостью быстрого реагирования и высокой степенью достоверности оценок, что особенно важно в условиях аварийной ситуации, где точность и скорость критически влияют на принятие решений. Кроме того, данный подход позволяет адаптироваться к изменяющимся условиям аварии и учитывать специфические особенности каждой конкретной ситуации, что повышает эффективность аварийного реагирования. Однако применение комбинированного подхода связано с необходимостью разработки основы моделирования распределения и выхода радионуклидов (проведения вариантных расчетов) в окружающую среду для каждого конкретного проекта реакторной установки, а также обоснования пределов моделирования и подходов к учету параметров, влияющих на протекание тяжелой аварии.

Во **второй главе** проведен анализ ключевых параметров, которые влияют на выход и распределение радионуклидов в условиях тяжелой аварии на АЭС с РУ ВВЭР-1000. Прежде всего были выделены величины, определяющие характер протекания аварии и интенсивность выхода продуктов деления:

1. Время от момента срабатывания аварийной защиты (АЗ) до полного обесточивания энергоблока;
2. Время от обесточивания до появления течи из первого контура в помещения герметичного ограждения (ГО);
3. Время от обесточивания до появления течи из первого контура во второй контур (прямое байпасирование ГО);
4. Состояние паросбросных устройств второго контура (нормальная работа или отказ на закрытие/открытие);
5. Эквивалентный диаметр течи из первого контура под ГО;
6. Место возникновения течи (горячая или холодная нитка главного циркуляционного трубопровода).

Выполненные расчеты показали, что увеличение времени между срабатыванием АЗ и обесточиванием дает более «растянутый» во времени процесс деградации активной зоны, поскольку к моменту потери электропитания остаточное тепловыделение успевает частично снизиться. Это приводит к смещению вперед по времени основных стадий тяжелой аварии (в частности, начала выхода радионуклидов и проплавления корпуса). Однако при очень

больших промежутках расхолаживания возможно существенное запаздывание перехода к тяжелым повреждениям

Время с момента обесточивания до момента образования течи из первого контура под ГО имеет интервал от 0, т.е. одновременно с обесточиванием, до момента, когда дальнейшее увеличение данного времени не имеет смысла, а именно до момента проплавления корпуса. При этом стоит отметить, что корпус реактора ВВЭР-1000 на уровне верхних патрубков имеет патрубок КИП, при этом, в условиях наличии воды в НКР при перемещении расплава отказ патрубка КИП происходит раньше, чем проплавление корпуса и данное время для РУ с ВВЭР-1000 составляет порядка 9200 секунд (см. рисунок 1), в виду существенного нагрева корпуса реактора в области выходных патрубков в момент времени 9200 секунд. Также сделан вывод о том, что с увеличением условного диаметра течи усиливается влияние времени с момента обесточивания до момента образования течи из первого контура под ГО на время начала выхода радионуклидов, а также на пиковые уровни активности, так как в случае, когда анализируемый параметр равен нулю, расход теплоносителя (содержащего радионуклиды) в течь меньше, в виду меньшей разности давлений к моменту начала выхода продуктов деления, в соответствии с чем выход радионуклидов за пределы первого контура ниже. Однако стоит отметить, что пиковые значения активности для течей малого диаметра практически не отличаются с варьированием анализируемого параметра.

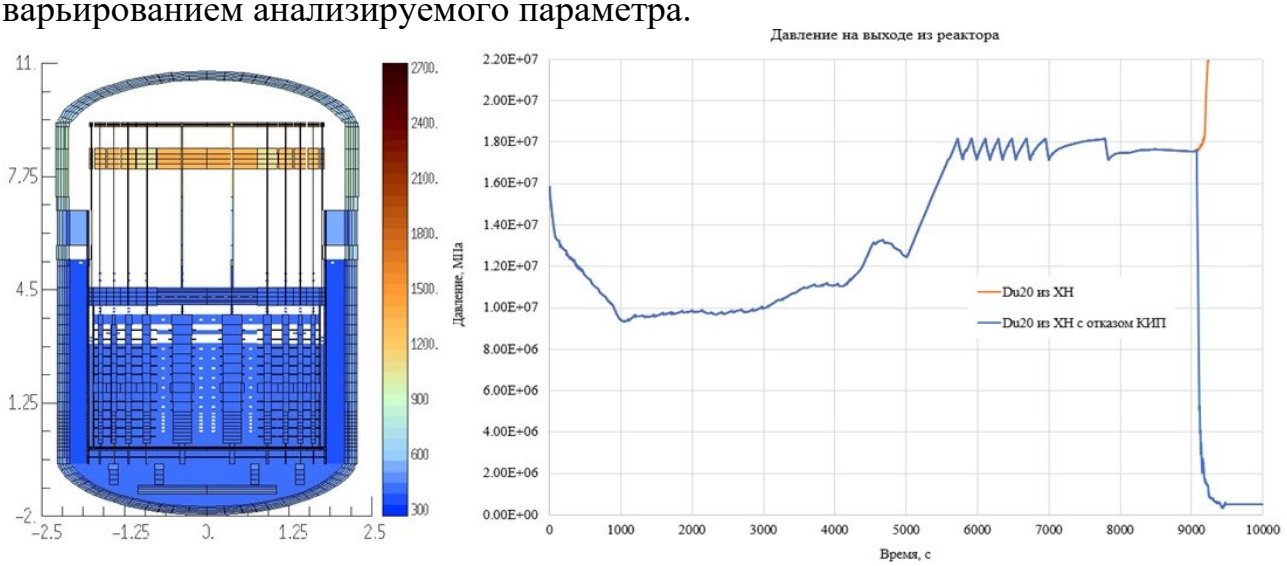


Рисунок 1 – Поле температур в реакторе в момент времени 10000 с и давление на выходе из реактора

Особое значение имеет состояние паросбросных устройств второго контура: для течей сравнительно малого диаметра (или при отказе оборудования) сброс пара во внешнюю среду может существенно ускорить выход летучих радионуклидов. Напротив, при крупных течах (в первом контуре) давление во втором контуре часто не успевает достичь уставки срабатывания ПСУ и принятый отказ на закрытие не оказывает существенного влияния на протекание аварии.

Эквивалентный диаметр течи напрямую определяет расход парогазовой смеси из первого контура. Малые течи приводят к более длительным процессам

выброса теплоносителя, что замедляет выход активности. Крупные течи ведут к быстрому сбросу давления и более интенсивному, но меньшему по пиковым значениям активности выброшенных радионуклидов.

Был проведен анализ полученных результатов расчетов ТА с течью первого контура и наложением обесточивания при варьировании диаметра течи, на основании которого получены апроксимационные полиномы для расчетов времени начала выхода продуктов деления из оболочки твэлов (T_{fp}), времени разрушения днища корпуса реактора (T_{vr}), интегральных характеристик процесса образования водорода.

Наконец, место расположения течи (горячая или холодная нитка) существенно влияет на характер барботажа и парообразования в нижней камере реактора, что заметно меняет динамику выхода радионуклидов. Показано, что при течах из горячей нитки гидроемкости САОЗ могут «запираться» повышенным давлением в контайменте, тогда как течь холодной нитки способствует поступлению дополнительной воды из ГЕ и более интенсивному осаждению радионуклидов в первом контуре (рисунок 2).

В рамках главы 2 представлен анализ количественных характеристик выхода радионуклидов в части профилей активности различных групп радионуклидов в помещениях ГО, который показал схожесть профилей изменения относительной активности (в долях от суммарной) той или иной группы радионуклидов в различных помещениях (см. рисунок 3), что обосновывает возможность использования интерполяции для нахождения активности радионуклида в помещении.

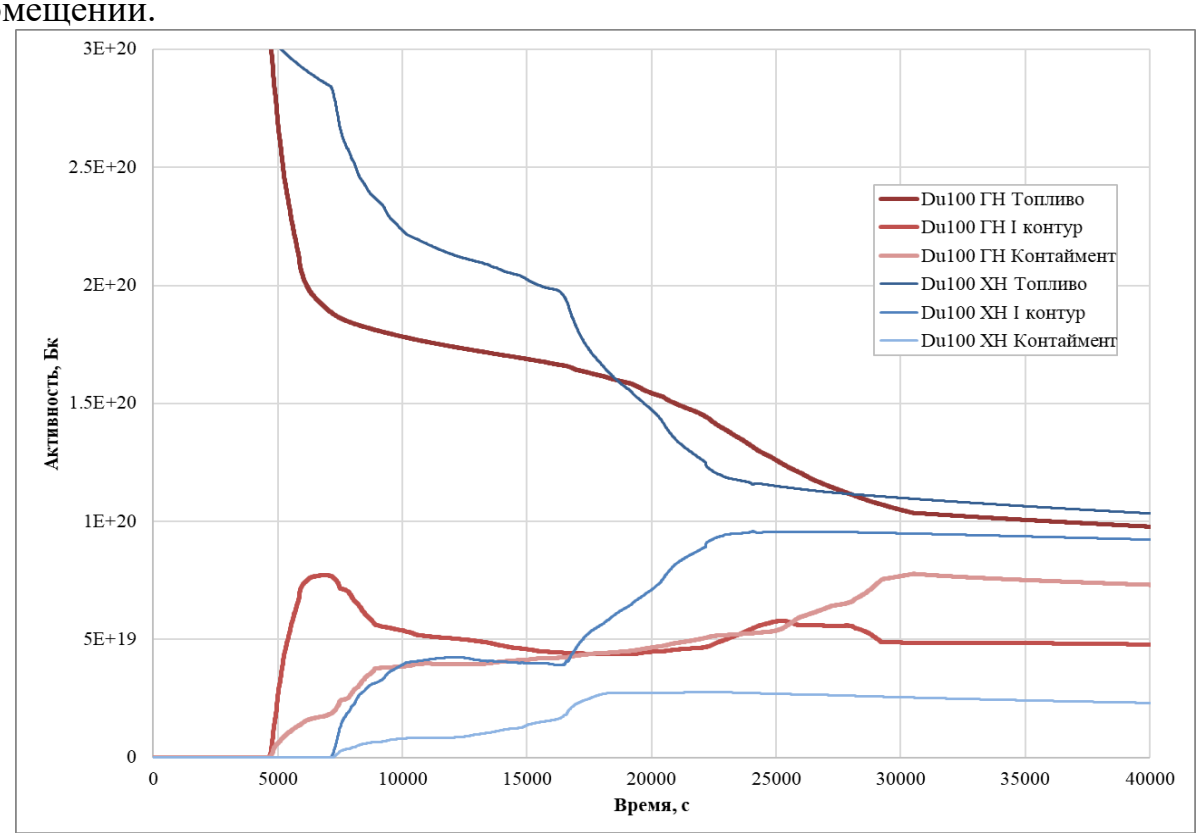


Рисунок 2 – Активность в топливе, первом контуре и контайменте при течи Du100 из разных ниток ГЦТ с наложением наложением обесточивания

На рисунке 4 синим обозначены летучие элементы, зеленым– нелетучие, а красным – элементы ограниченной летучести в различных помещениях контаймента: помещение бака приямка, помещение патрубков ГЦТ, помещение бокса ПГ-ГЦН, свободный объем ГО и подкупольное пространство.

Проведен количественный анализ возможности использовать интерполяцию между узловыми расчетами (различные сценарии с варьированием параметров), по результатам которого можно сделать вывод о том, что:

- для промежуточных значений исследуемых параметров тяжелой аварии (например, диаметр течи 40 мм при «опорными» расчетах для 20 и 100 мм) ошибка определения суммарной активности в помещениях ГО, как правило, не превышает нескольких десятков процентов;
- наибольшие погрешности наблюдаются для короткоживущих изотопов (I-134, Kr-87, Xe-135m и т. д.), однако их вклад в суммарную активность радионуклидов сравнительно невелик;
- сокращение шага между соседними «опорными» расчетами (для диаметра течи, момента обесточивания и т. д.) приводит к уменьшению ошибки интерполяции. Тем самым подтверждена целесообразность адаптивного выбора сетки расчетов.

Таким образом, в результате анализа в главе 2 выделены наиболее критичные параметры (время обесточивания, момент образования течи, состояние паросбросных устройств, место течи и др.), которые определяют не только время начала и скорость выхода радионуклидов, но и их распределение по помещениям герметичного ограждения.

Полученные зависимости служат основой для дальнейшей разработки методики быстрой оценки тяжелой аварии и формирования библиотек распределения радионуклидов для оперативного использования.

В **третьей главе** представлено описание методики оперативной оценки выхода продуктов деления и разработанного на ее основе ПС «Памир».

В системе аварийного реагирования методика занимает место расчетно-аналитического инструмента группы оценки и прогнозирования технологического состояния энергоблока. В качестве граничных условий для ее применения используются результаты оперативной оценки состояния энергоблока (момент срабатывания аварийной защиты, время обесточивания, наличие и параметры течи из первого контура, путь выхода радионуклидов, состояние герметичного ограждения, состояние паросбросных устройств второго контура и систем безопасности). На выходе методика формирует временные зависимости активности радионуклидов по помещениям АЭС, объемные активности в помещениях-источниках выброса, нуклидный состав и параметры выхода радионуклидов за пределы герметичного ограждения. Полученные результаты используются далее как исходные данные для оценки радиационной обстановки, прогноза распространения радиоактивных веществ, оценки возможных дозовых нагрузок и независимой оценки обоснованности решений, принимаемых эксплуатирующей организацией по защите персонала, населения и окружающей среды.

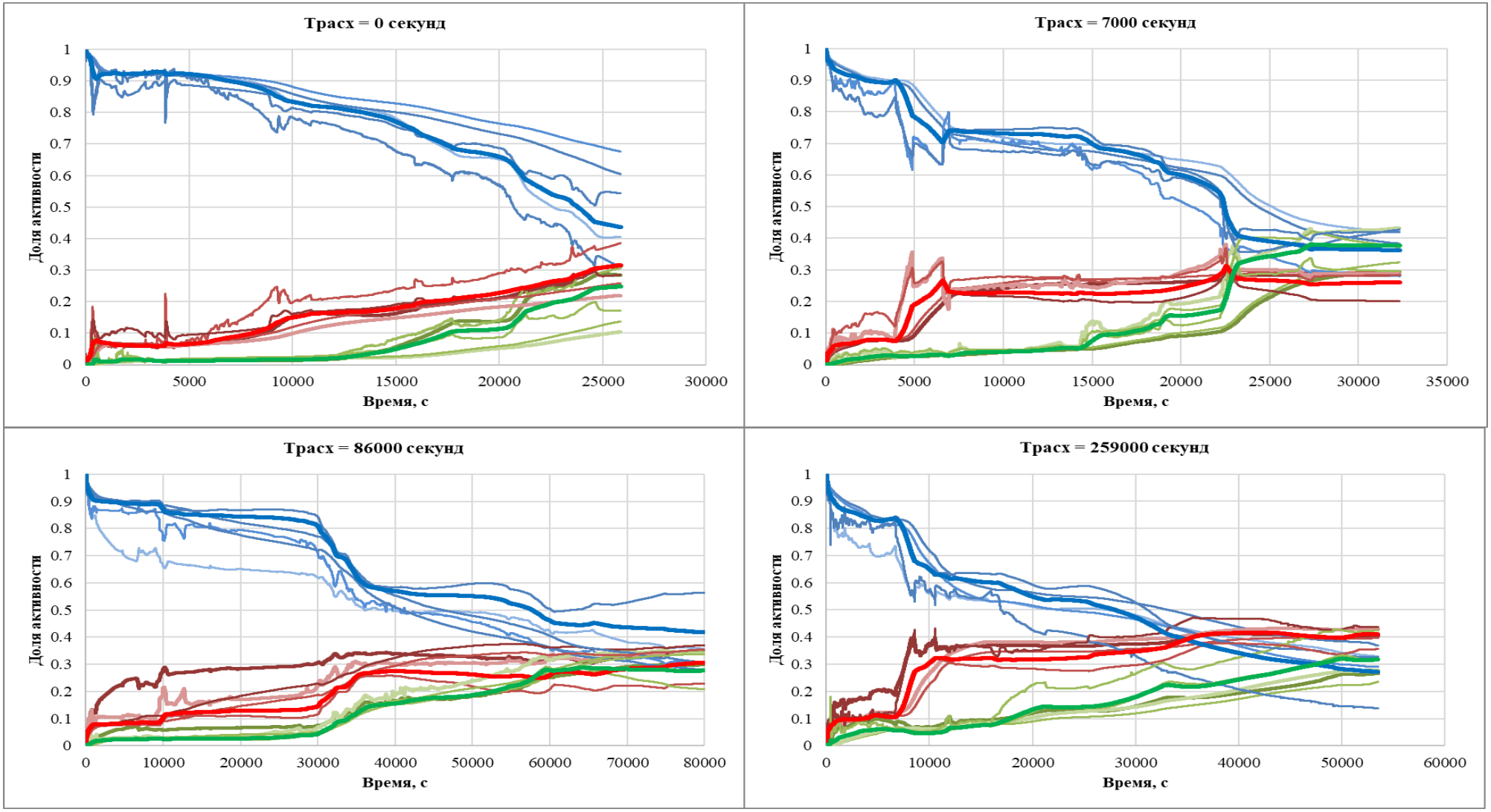


Рисунок 3– Распределение активности в помещениях (в долях от суммарной активности в помещении) при авариях типа течь Du100 наложением обесточивания при варьировании времени предварительного расхолаживания (синие кривые – доля летучих в общей активности в различных помещениях, красные – ограниченной летучести, зеленые – нелетучие)

Методику, разработанную на основе выбранного в первой главе подхода, можно условно разделить на два этапа: предварительный этап (проведение расчетов по программному средству реалистичной оценки и создание библиотек распределения радионуклидов по помещениям ГО) и аварийный этап (применение полученных библиотек непосредственно во время аварийного реагирования). На рисунке 4 показана принципиальная схема методики оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям ГО.

Разработанная методика включает в себя выполнение следующих шагов:

1. Предварительный этап:

1.1. Анализ конструкции РУ, ГО и СБ.

1.2. Анализ отказов оборудования, влияющих на выход радионуклидов

1.3. Формирование набора исходных данных для расчета тяжелых аварий по программным средствам реалистичной оценки

1.4. Формирование перечня варьируемых параметров и диапазонов варьирования

1.5. Проведение расчетов набора тяжелых аварий с плавлением топлива.

1.6. Оценка погрешности интерполяции на основании полученных результатов

1.7. Формирование библиотеки результатов расчетов распределения радионуклидов по помещениям энергоблока АЭС с РУ ВВЭР.

2. Аварийный этап:

2.1. Проведение расчетов по моделям для экспресс-оценки состояния энергоблока АЭС с РУ ВВЭР.

2.2. Определение значений независимых параметров для используемой библиотеки

2.3. Интерполяция библиотеки распределения радионуклидов по помещениям энергоблока АЭС с РУ ВВЭР.

2.4. Проведение расчета выхода радионуклидов за пределы АЭС с РУ ВВЭР.

На первом шаге предварительного этапа методики проводится анализ конструкции реакторной установки, герметичного ограждения и систем безопасности. Область применения методики не ограничивается только помещениями герметичного ограждения. При необходимости она может быть распространена на обстройку герметичного ограждения, помещения зоны контролируемого доступа и помещения постоянного пребывания персонала. Для этого указанные помещения должны быть включены в расчетную модель, используемую на предварительном этапе анализа тяжелых аварий, с заданием их объемов, связей с другими помещениями, возможных путей переноса радиоактивных веществ, связей между помещениями и путей выхода в окружающую среду. В этом случае библиотека результатов расчетов будет содержать распределение радионуклидов не только по помещениям ГО, но и по дополнительным помещениям, значимым для оценки радиационной обстановки и защиты персонала. Целью первого шага методики является идентификация возможных путей выхода радионуклидов в окружающую среду. В ходе анализа учитываются конструктивные особенности реактора, схемы размещения

оборудования и системы отвода тепла, а также защитные барьеры на пути распространения радионуклидов. Особое внимание уделяется определению тех мест конструкции, где возможны нарушения герметичности и выход радиоактивных веществ. Анализируются также средства пассивной и активной защиты, такие как системы аварийного охлаждения зоны, гидроемкости, системы пассивного отвода тепла, системы надежного электроснабжения, а также паросбросные устройства первого и второго контура.

На следующем шаге проводится анализ возможных отказов оборудования, влияющих на выход радионуклидов. Анализируется надежность систем безопасности, а также возможные сценарии отказов компонентов, таких как насосы, трубопроводы и элементы конструкции. Анализируются возможные причины зависимых отказов оборудования. На основании выполненного анализа формируется перечень возможных отказов, а также обосновывается пределы варьирования данных параметров, которые в дальнейшем будут использоваться для моделирования различных аварийных сценариев.

Следующим шагом в рамках предварительного шага методики является формирование набора исходных данных, который включает в себя:

– основные параметры и характеристики, характеризующие исходное состояние АС (для всех состояний АС, рассмотренных в анализах);
– геометрические и топологические исходные данные;
– физические исходные данные;
– технологические исходные данные.

Эти данные являются основой для создания модели АЭС с РУ ВВЭР для моделирования тяжелых аварий при помощи программных средств реалистичной оценки, таких как СОКРАТ, ASTEC, MELCOR и т.п.

Для анализа потенциальных последствий аварий проводится расчет набора аварийных режимов, с учетом ранее обоснованных пределов варьирования значимых параметров. Моделируются различные сценарии, начиная от отказов отдельных элементов оборудования и заканчивая множественными отказами, которые могут привести к тяжелым последствиям. Сценарии рассчитываются с использованием программ для ЭВМ и программных комплексов предоставляющих возможность сквозного моделирования процессов при тяжелых авариях.

Результаты расчетов выхода радионуклидов в окружающую среду, а также динамика изменения их концентраций во времени по помещениям герметичного ограждения в процессе тяжелой аварии вносятся в библиотеку (БД).

Основным этапом методики является этап применения данной методики в режиме аварийного реагирования – «аварийный» этап.

В режиме аварийного реагирования при помощи моделей экспресс-оценки состояния АЭС, реализованных в программном комплексе «Радуга-ЭУ», производится оценка технологического состояния оборудования и АЭС, на основании экспертной оценки восстанавливается исходное событие, а также дается прогноз дальнейшего протекания аварии. На данном шаге методики определяются значения независимых параметров используемой библиотеки (БД), а также номенклатура отказов технологического оборудования, которые

являются исходными данными для проведения оценки распределения концентрации радионуклидов по помещениям герметичного ограждения, при помощи разработанной методики, реализованной в программе для ЭВМ «Памир версия (1.0)». При разгерметизации контаймента во время аварии выход активности считается как произведение объемной активности помещения с учетом структуры активности, из которого происходит течь на расход течи, определяемый по упрощенной модели герметичного ограждения, созданной на базе программы для ЭВМ «ТРР», входящей в состав модели для экспресс оценки технологического состояния АЭС..

В рамках создания ПС «Памир» также был разработан модуль для упаковки и обработки данных, который позволяет преобразовать результаты предварительных расчетов по программе для ЭВМ «ASTEC» в удобный для дальнейшего использования вид. На рисунке 5 показан порядок формирования библиотеки результатов расчетов. Библиотека результатов расчетов состоит из набора файлов прямого доступа, записью в которых является зависимость массы определенного радионуклида от независимых переменных, таких как диаметр течи из первого контура в ГО, из первого контура во второй и время с момента срабатывания аварийной защиты до момента образования течи.

Во время аварийного реагирования производится интерполяция библиотеки результатов расчетов согласно протеканию аварийного режима.

Метод многомерной интерполяции, примененный в данной работе, состоит из следующих этапов:

- Поиск диапазона интерполяции многомерного массива;
- Вычисление приращения по абсциссам;
- Вычисление интерполяционных коэффициентов (относительных координат по параметрам отказа (2));
- Процесс вычисления искомой величины.

Формула для интерполяции в многомерном пространстве приводится к виду (1):

$$F(x) = \sum_{k_1=0}^{1} \sum_{k_2=0}^{1} \dots \sum_{k_n=0}^{1} F_{i_0^1+k_1, i_0^2+k_2, \dots, i_0^n+k_n} \prod_{j=1}^{n} \left(1 - t_j\right)^{1-k_j} t_j^{k_j} \quad (1)$$

$$t_j = \frac{x_j - x_{i_j}^0}{x_{i_j}^1 - x_{i_j}^0} \quad (2)$$

где $F(x)$ – результат интерполяции, который представляет оценку величины концентрации радионуклидов при текущих значениях параметров отказов; $F_{i_0^1+k_1, i_0^2+k_2, \dots, i_0^n+k_n}$ – концентрация радионуклида в «опорном расчете» с координатами $i_0^1 + k_1, i_0^2 + k_2, \dots, i_0^n + k_n$, t_j – относительная координата по параметру отказа; x_j – значение j-го параметра отказа; $x_{i_j}^0, x_{i_j}^1$ – соседние значение параметра отказа по оси x_i для j-го параметра.



Рисунок 4 – Принципиальная схема методики

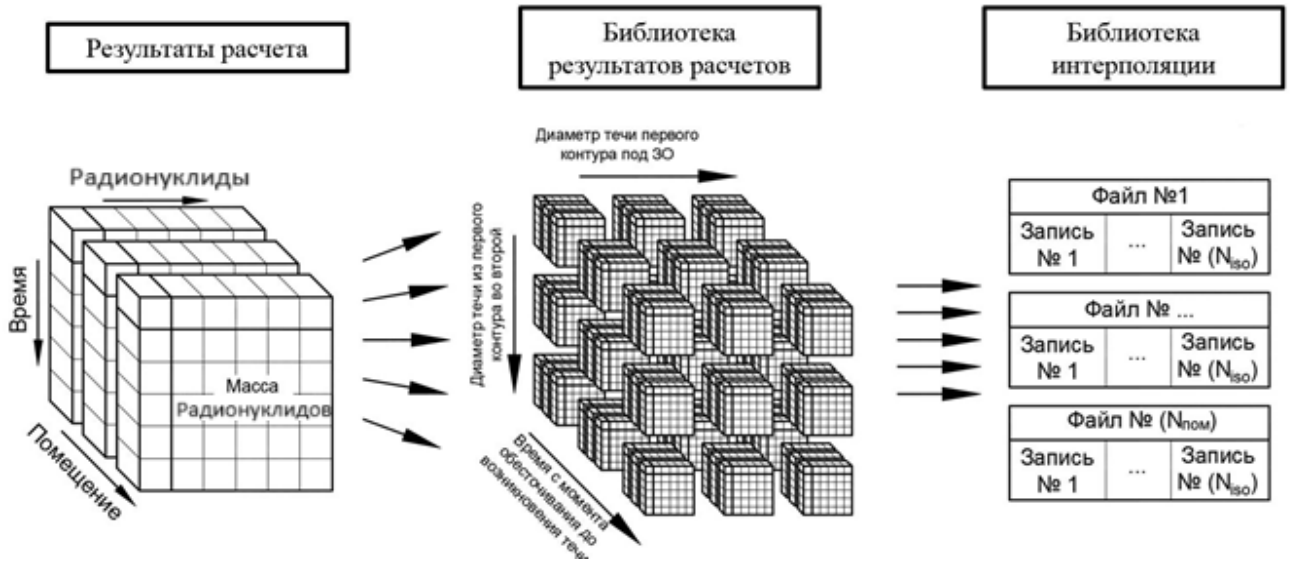


Рисунок 5 – Порядок формирования библиотеки результатов расчетов

Также был предложен алгоритм оптимизации разработки структуры библиотеки – итерационный метод оптимизации на основе оценки интерполяционной погрешности. На примере диаметра течи:

- выбираются краевые значения диапазона диаметра течи (например, *d_min* и *d_max*) и центральное значение *d_center = (d_min + d_max)/2*;
- выполняются прямые расчеты по программному средству реалистичной оценки для всех трех значений;
- по значениям в узлах *d_min u d_max* производится интерполяция, по которой рассчитываются значения активности при *d_center*;
- вычисляется относительная погрешность интерполяции (3):

$$\varepsilon = \frac{\left|\varphi_{interp}(d_{center}) - \varphi_{direct}(d_{center})\right|}{\varphi_{direct}(d_{center})} \quad (3)$$

где φ — зависимая переменная (например, суммарная активность);

- если ε превышает заданный порог ε_доп, то интервал делится на два подинтервала, и процедура повторяется рекурсивно для каждого из них;

процесс продолжается до тех пор, пока на всех интервалах не будет выполнено условие $\varepsilon \leq \varepsilon_доп$

Результатом является адаптивно построенная сетка значений диаметра течи, обеспечивающая требуемую точность при минимальном числе расчетов.

В **четвертой главе** представлены результаты верификации разработанной методики.

Проведена верификация данной методики путем сравнения результатов расчетов по ПС «Памир» с результатами прямых расчетов аварийных режимов по программе для ЭВМ ASTEC 2.2, так как результаты расчета по ней используются в качестве реперных, при проведении бенчмарков средств оперативной оценки распределения радионуклидов. В качестве реперных изотопов для верификации выбраны ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{131}I, ^{132}I, ^{133}I, ^{134}I, ^{135}I, ^{85}Kr, ^{85m}Kr, ^{87}Kr, ^{88}Kr, ^{131m}Xe, ^{133}Xe, ^{135}Xe, ^{135m}Xe.

В качестве верификации в случае одномерной интерполяции были приняты результаты, представленные в таблицах главы 2, для различных параметров варьирования. Стоит отметить, что погрешность принятой методики для всех рассмотренных случаев пропорциональна шагу между опорными для интерполяции результатами прямых расчетов.

Верификация методики для многомерных случаев проводилась на перечне тяжелых аварий, рассчитанный с использование программного средства реалистичной оценки для ЭВМ ASTEC. Значения погрешностей расчета активности радионуклидов (в среднем 22,41%) и времен наступления характерных событий (для времени начала выхода радионуклидов – в среднем 11,89%, для времени проплавления корпуса реактора – в среднем 47,10%) являются приемлемыми в рамках задачи оперативной оценки распределения продуктов деления по помещениям АЭС и могут быть сведены к требуемым путем оптимизации шага между реперными расчетами.

Также было проведено сравнение погрешностей полученных с использованием зарубежных средств оперативной оценки распределения радионуклидов и по программе для ЭВМ «Памир» с использованием разработанной библиотеки (рисунок 6).

В **заключении** подведены итоги диссертационной работы, изложены ее основные выводы и обобщающие результаты.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

Основным результатом диссертационной работы является разработанная и верифицированная методика оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям ГО энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР-1000 при тяжелых авариях с плавлением топлива для использования экспертами ИАЦ Ростехнадзора непосредственно в условиях аварийного реагирования, которая представляет собой быстрый и достаточно точный способ определения динамики выхода радионуклидов, облегчающий прогноз радиационной обстановки. Использование предварительно рассчитанных библиотек снижает требования к вычислительным ресурсам в момент аварии, а алгоритмы интерполяции позволяют учесть диапазон реальных событий. Основные выводы состоят в следующем.

1. Применена комбинации оперативного подхода с заранее подготовленными результатами расчетов по программным средствам реалистичной оценки. В отличие от полностью универсальных быстрых кодов, методика, представленная в диссертации, формирует специализированные библиотеки для конкретного проекта реакторной установки, что дает более низкую погрешность;
2. Обосновано применении многомерной интерполяции (линейная или близкая к кусочно-линейной) в пространстве независимых переменных (время обесточивания, диаметр течи, состояние систем и т. д.) для нахождения распределения радионуклидов по помещениям ГО, проверенная на различных сценариях;

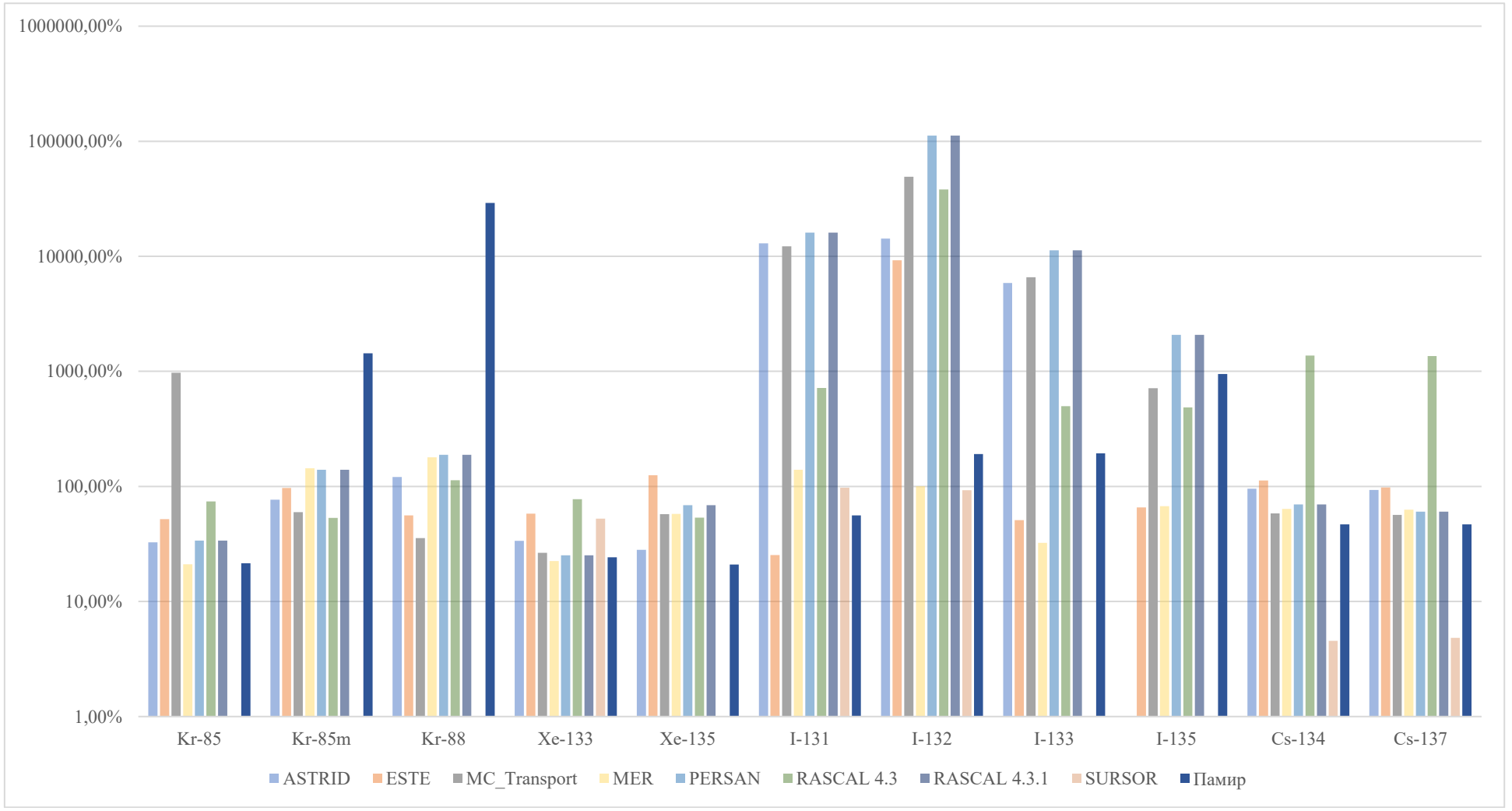


Рисунок 6– Расхождение результатов расчетов по программам ЭВМ для оперативной оценки выхода радионуклидов и результатов расчетов, полученных по программным средствам реалистичной оценки

3. На большом массиве результатов расчетов показано различие в выходе радионуклидов при течах одинакового диаметра из разных ниток ГЦТ, а также выявлены причины данных различий;

4. Показано, что неравномерный выбор шагов по ключевым параметрам (например, диаметру течи) уменьшает общее число сценариев и, следовательно, время построения библиотеки, не ухудшая точности результатов.

Наряду с этим, в работе были получены следующие результаты:

– Разработана методика оперативной оценки распределения радионуклидов по помещениям герметичного ограждения АЭС с РУ ВВЭР-1000 при тяжелых авариях, отличающаяся использованием заранее сформированной библиотекой результатов расчетов по кодам реалистичной оценки и многомерной интерполяцией результатов.

– Созданы библиотеки распределения радионуклидов (многомерные массивы) по помещениям ГО, в которые включены результаты расчета тяжелых аварий в сочетании различных независимых параметров отказов. В библиотеках содержатся результаты расчетов масс радионуклидов по помещениям и интегральные показатели выхода радионуклидов.

– Разработан подход к формированию и оптимизации перечня сценариев ТА в библиотеках распределения радионуклидов, основанный на количественной оценке погрешности интерполяции.

– Проведена верификация методики путем сравнения результатов «прямых» расчетов по программному средству реалистичной оценки ASTEC и расчетов, восстановленных интерполяцией из библиотеки. Получено, что при разумной плотности узлов сетки ошибка вычисления суммарной активности большинства радионуклидов не превышает нескольких десятков процентов, а для интегральных показателей (в частности, общей активности) во многих случаях находится в диапазоне 10–20%. Данный уровень расхождений в условиях аварийного реагирования является приемлемым и сопоставим (а нередко и лучше) с зарубежными кодами оперативной оценки.

– Разработана и зарегистрирована программа для ЭВМ «Памир (версия 1.0)», реализующая разработанную методику. Программа официально зарегистрирована, что подтверждает ее готовность к промышленной и научно-технической эксплуатации.

Методика и программа «Памир» позволяют быстро получить результаты расчетов распределение радионуклидов и выход из контаймента, что критически важно для оценки действий эксплуатирующей организации при работе ИАЦ Ростехнадзора в режиме аварийного реагирования. Разработанная методика была апробирована при противоаварийных тренировках и командно-штабных учениях на Ростовской, Балаковской, Калининской, Нововоронежской АЭС, подтвердившие эффективность предлагаемого подхода.

Таким образом, представленная методика обладает научной и практической ценностью и способствует повышению эффективности аварийного реагирования при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР-1000.

ОСНОВНЫЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

В изданиях, рекомендованных ВАК при МОиН РФ:

1. Арбаев Г.Э., Кавун О.Ю., Курбонмамадов А.Ш., Хренников Н.Н. Методика экспресс-расчета распределения продуктов деления в условиях тяжелых аварий для информационно-аналитического центра Ростехнадзора. // «Ядерная и радиационная безопасность». 2019. № 4 (94). С. 3–11. (0,52 п.л./0,42 п.л.)
2. Курындин А. В., Сорокин Д. В., Шаповалов А. С., Поляков Р. М., Пипченко Г. Р., Курбонмамадов А. Ш. Научно-техническая поддержка органа регулирования по вопросам аварийной готовности // «Ядерная и радиационная безопасность». 2022. № 2 (104). С. 62–75. (0,82 п.л./ 0,25 п.л.)
3. Курбонмамадов А.Ш., Арбаев Г.Э. Исследование особенностей протекания тяжелых аварий на энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000 с точки зрения выхода радионуклидов // «Ядерная и радиационная безопасность». 2023. № 1 (107). С. 51–60. (0,58 п.л./ 0,52 п.л.)

По результатам работы получено 1 свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ и 3 свидетельства о государственной регистрации базы данных:

1. Курбонмамадов А.Ш. «Памир (версия 1.0)». Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2024613510 от 13.02.2024 г
2. Курбонмамадов А.Ш. «База данных распределения радионуклидов по помещениям герметичного ограждения энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 при тяжелых авариях с плавлением топлива (версия 1.0)» Свидетельство о государственной регистрации базы данных № 2024620716 от 14.02.2024 г.
3. Курбонмамадов А.Ш., Хлобыстов В.М. «База данных распределения радионуклидов по помещениям герметичного ограждения энергоблоков АЭС с ВВЭР-440 при тяжелых авариях с плавлением топлива (версия 1.0)» Свидетельство о государственной регистрации базы данных № 2024620717 от 14.02.2024 г.
4. Курбонмамадов А.Ш. «База данных распределения радионуклидов по помещениям герметичного ограждения энергоблоков АЭС с ВВЭР-1200 при тяжелых авариях с плавлением топлива (версия 1.0)» Свидетельство о государственной регистрации базы данных № 2024620633 от 08.02.2024 г.

Подписано в печать: 21.10.2026
Объем 1 п.л. Тираж 60 экз. Заказ
Отпечатано в типографии ООО «Реглет»
г. Москва, ул. Фридриха Энгельса 3-5с2
+7 (495) 979-98-99