

ФЕДЕРАЛЬНОЕ ГОСУДАРСТВЕННОЕ БЮДЖЕТНОЕ УЧРЕЖДЕНИЕ НАУКИ
ИНСТИТУТ ПРОБЛЕМ БЕЗОПАСНОГО РАЗВИТИЯ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИЙСКОЙ АКАДЕМИИ НАУК
(ИБРАЭ РАН)

На правах рукописи



ЧАЛЫЙ РУСЛАН ВАСИЛЬЕВИЧ

**ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС СОКРАТ-БН ДЛЯ АНАЛИЗА И
ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРАМИ НА БЫСТРЫХ
НЕЙТРОНАХ С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ**

2.4.9 – «Ядерные энергетические установки, топливный цикл,
радиационная безопасность»

ДИССЕРТАЦИЯ

на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Научный руководитель
д.ф.-м.н. В. Н. Семенов

Москва 2024 г.

СОДЕРЖАНИЕ

Введение	4
1 Глава 1: Анализ состояния вопроса. Постановка цели и задач исследования.....	11
1.1 Постановка вопроса	11
1.2 Анализ объекта моделирования. Основные характеристики моделируемого оборудования	13
1.3 Анализ специфики протекания аварии. Исходные события для основных аварийных сценариев	15
1.4 Обзор экспериментальной базы для валидации программы	30
1.5 Обзор и анализ существующих программных средств, используемых для расчетного анализа РУ с натриевым теплоносителем на момент разработки СОКРАТ-БН.....	35
1.6 Выводы к главе 1	41
2 Глава 2: Разработка программы	43
2.1 Общая характеристика программы	43
2.2 Краткие характеристики отдельных программных модулей ...	50
2.3 Выводы к главе 2.....	84
3 Глава 3: Валидация программы.....	86
3.1 Выбор экспериментов и разработка матриц верификации для кода СОКРАТ-БН.....	86
3.2 Примеры валидационных расчетов.....	102
3.3 Выводы к главе 3.....	152
4 Глава 4: Результаты расчетов аварии УТОР с использованием ПрЭВМ СОКРАТ-БН.....	153
4.1 Расчетная схема РУ БН-1200	153
4.2 Краткая характеристика исходного состояния энергоблока ..	165
4.3 Анализ изменения реактивности и мощности реактора	166
4.4 Анализ основных теплогидравлических параметров РУ по контурам	170

4.5	Анализ характера и масштаба повреждения активной зоны..	174
4.6	Анализ взаимодействия расплава топлива с теплоносителем	177
4.7	Анализ распространения расплава в объеме активной зоны .	181
4.8	Анализ выхода ПД в теплоноситель, переноса ПД в реакторе и основных помещения ЭБ, выброса активности в окружающую среду	187
4.9	Результаты расчета радиационных последствий аварии типа УТОР с использованием интерфейса СОКРАТ-БН – НОСТРАДАМУС.....	201
4.10	Выводы к главе 4.....	203
ЗАКЛЮЧЕНИЕ		205
Список СОКРАЩЕНИЙ.....		206
Список литературы		208
ПРИЛОЖЕНИЕ А Аттестационный паспорт программы СОКРАТ-БН.....		223

Введение

Актуальность работы

Развитие реакторов на быстрых нейтронах имеет большую важность с точки зрения реализации замкнутого топливного цикла для повышения эффективности использования ядерного топлива. В настоящее время в России эксплуатируется 2 энергоблока с РУ на быстрых нейтронах типа БН (БН-600 с 1980 года, БН-800 с 2015 года). Дополнительно проектируются новые энергоблоки, например РУ БРЕСТ, РУ БН-1200(М).

Требования к обоснованию безопасности реакторов данного типа, определяются так же, как и других объектов использования атомной энергии, федеральными нормами и правилами. Например, требованиями к содержанию отчета по обоснованию безопасности НП-018-05 [1]. Для обоснования безопасности широко используются расчетные средства, позволяющие оценить поведение РУ в аварийных режимах, которые невозможно наблюдать натурно из-за опасности радиационного загрязнения. Такие расчетные средства должны соответствовать ряду нормативных документов [1-3], в частности должны быть валидированы и аттестованы.

В 2010 году в России стартовала федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период до 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» (ФЦП ЯЭНП), в рамках которой было выделено отдельное направление по созданию комплекса отечественных программ для ЭВМ, включая программы для анализа безопасности РУ с жидкометаллическим теплоносителем. Такие работы по целому ряду направлений были развернуты в ИБРАЭ РАН, что стало основанием проведения исследования, представленного в рамках данной диссертационной работы.

Анализ открытых источников, включая базы данных ФБУ НТЦ ЯРБ показал, что для реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем на момент начала работы (2010 г.) насчитывалось всего около 15 аттестованных программ. Основная часть программ предназначалась для моделирования нейтронно-физических процессов. Три программы из базы данных, предназначались для моделирования теплогидравлических процессов (TANDEM, BURAN, MIF-2). Использование имеющихся программ было ограничено либо стационарными режимами для проектных задач, либо проектными авариями без учета динамики ряда важных процессов. В частности, это связано с выбором адекватных граничных условий для корректного моделирования динамических процессов. Использование граничных условий из сторонних программ требует большого количества итераций или применять излишнюю консервативность.

Современные требования к обоснованию безопасности предполагают использование мультифизических (интегральных) программ, в которых учитываются обратные связи

между разными физическими процессами, тем самым обеспечивая адекватные граничные условия с учетом динамики процесса. Например, учет связей между деформационными и температурными процессами в топливе и теплоносителе позволяют правильно учитывать термоупругие деформации и обеспечивать динамически изменяемую поверхность теплообмена; учет динамики изменения температур в переходных процессах с нейтронно-физическими характеристиками, позволяет правильно оценивать динамику изменения мощности. Большое количество моделируемых процессов в рамках связанного расчета позволяет получить наиболее полные и адекватные граничные условия. Так анализ практики выполнения расчетного обоснования безопасности РУ БН-600 и БН-800 в отсутствие полноценных интегральных программ в части оценки транспорта летучих продуктов деления (ПД) в первом контуре, показал, что использовалась консервативная методика: отсутствовал учет их осаждения на поверхностях оборудования.

Анализ наиболее известных зарубежных и российских интегральных кодов показали их ограниченную доступность на территории РФ (например, SIMMER, SAS4A/SASSYS-1) или ограниченность по процессам и полноте расчетной схемы (например, в коде COREMELT не было модели накопления и переноса ПД, термомеханики твэла, область моделирования ограничена первым контуром).

Таким образом, задача создания отечественного интегрального мультифизического комплекса являлась, безусловно, актуальной.

Другим важным фактором, определяющим актуальность разработки, а также выбранный подход к созданию программы, стали обновленные нормативные требования (НП-001-15): к обоснованию безопасности допускались только программы, прошедшие аттестацию. Данное требование накладывало ограниченные сроки на разработку, валидацию и последующую аттестацию программу. Соответственно, для решения этой задачи был выбран метод адаптации существующих программных решений к процессам в РУ БН, что позволило в сравнительно короткие сроки в рамках данной диссертационной работы, создать программный комплекс, удовлетворяющий современным нормативным требованиям.

Степень разработанности

Общемировой практикой расчетного анализа безопасности РУ в условиях аварий является применение интегральных кодов (программных комплексов) для моделирования поведения РУ в условиях аварий. Преимущество такого подхода описано в предыдущем разделе. Для реакторных установок типа ВВЭР существует большая линейка интегральных кодов, например, коды КОРСАР, СОКРАТ-В1/В2/В3, RELAP. Для российских проектов РУ БН для обоснования безопасности до начала работ по коду

СОКРАТ-БН для моделирования отдельных явлений, важных для безопасности, использовались отдельные программы. Например, для обоснования нейтронно-физических процессов использовались программы JARFR, ГЕФЕСТ, MCNP5, для стационарных теплогидравлических расчетов – программа MIF-2, переходные теплогидравлические процессы – коды GRIF, TANDEM, BURAN; термомеханика твэлов – программа KOPAT, PINCOD, тяжелые аварии, включая деградацию активной зоны – программа COREMELT; перенос продуктов деления в атмосфере – программа VIBROS. Наиболее близкой к определению интегрального кода из перечисленного списка является программа COREMELT (включает модели теплогидравлики, нейтронной физики и модели плавления материалов активной зоны), но программа до настоящего времени не была аттестована. Российская программа на начало работ по диссертации, аналогичная интегральным кодам для РУ с водой под давлением, отсутствовала как класс. Таким образом, состояние разработанности темы расчетного обоснования безопасности РУ БН на начало разработки кода СОКРАТ-БН, потребовало разработки собственных интегральных кодов.

Цель диссертационной работы

Цель работы – разработка и валидация программного комплекса (интегрального расчетного кода) для задач расчетного обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в условиях нарушений нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий, включая тяжелые аварии с плавлением активной зоны, который должен отвечать современным нормативным требованиям в области использования атомной энергии.

Для достижения цели необходимо было решение следующих задач:

– анализ: конструкции действующих и проектируемой РУ; перечня рассматриваемых аварийных сценариев; феноменологии процессов, характеризующих аварийный сценарии; существующей экспериментальной базы; существующих программных решений в области моделирования быстрых реакторов с натриевым теплоносителем и водо-водяных реакторов для выбора компонентов, пригодных для достижения цели исследования;

– формирование требований к архитектуре разрабатываемой программы и необходимому набору математических моделей физических процессов, требуемых для достоверного расчетного обоснования поведения быстрых реакторов с натриевым теплоносителем в условиях нарушений нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях;

– доработка и адаптация математических моделей и интеграция отдельных программных модулей для создания единого программного комплекса – интегрального кода СОКРАТ-БН;

– выполнение валидации и верификации разработанного программного комплекса

– разработка численных моделей реакторных установок с натриевым теплоносителем средствами разработанного интегрального кода и выполнение демонстрационного расчета представительного сценария на полномасштабной модели.

Научная новизна работы

Впервые разработан и валидирован российский мультифизичный программный комплекс (интегральный код СОКРАТ-БН) для реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, который в рамках сквозного единого расчета позволяет моделировать: теплогидравлические, нейтронно-физические процессы, термомеханику топлива, процессы накопления и переноса ПД и процессы, связанные с деградацией активной зоны.

Программный комплекс позволяет моделировать аварийные процессы от исходного события до потенциального выхода источника радиоактивных продуктов деления в окружающую среду для оценки последствий радиационного загрязнения прилегающих к АЭС территорий.

Программный комплекс позволил впервые разработать полномасштабную расчетную модель РУ с БН, включающую описание тракта циркуляции натрия по 1-му, 2-му контурам РУ, по натриевому контуру системы аварийного расхолаживания, воздушного теплообменника и циркуляцию водного теплоносителя в пределах парогенератора.

Программный комплекс позволил снизить консервативность расчета переноса и выхода ПД в окружающую среду за счет учета обратных связей по гидродинамические и тепловые состояния параметров первого контура и элементов оборудования, включая газовую систему компенсации давления.

Практическая значимость

Разработанный комплекс СОКРАТ-БН используется главным конструктором РУ БН АО «ОКБМ Африкантов» для расчетного анализа и обоснования безопасности РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-600, БН-800 и обоснования проекта БН-1200.

Методология и методы исследования

При разработке кода СОКРАТ-БН использовались следующие общенаучные методы исследования:

- анализ процессов в РУ БН, их систематизация с выделением наиболее существенных в тех или иных явлениях;
- анализ существующих программных решений, пригодных для описания определенных явлений;
- синтез нового программного комплекса на основе имеющихся программных решений;
- математическое моделирование физических процессов с использованием синтезированного программного комплекса;
- математическое моделирование гипотетических аварийных процессов на РУ БН.

Положения, выносимые на защиту

1. Программный комплекс СОКРАТ-БН для расчетного обоснования безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах (РУ БН) с натриевым теплоносителем в режимах нарушения нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях, его архитектура и состав моделей.

2. Состав верификационной базы, состоящей из 7 матриц верификации (для 7-ми базовых программных модулей), включающих 55 экспериментов для валидации интегрального кода и результаты валидации и верификации программы.

3. Численные модели РУ в интегральной компоновке, разработанные средствами программного комплекса СОКРАТ-БН и результаты моделирования представительного сценария полномасштабной реакторной задачи – тяжелой аварии с несанкционированным извлечением стержней СУЗ из активной зоны с отказом всех средств воздействия на реактивность.

Достоверность и обоснованность результатов работы

Достоверность результатов работы подтверждается успешно выполненной процедурой валидации и верификации программы, а также положительным заключением экспертизы ФБУ «НТЦ ЯРБ» о возможности использования программы для анализа безопасности объектов использования атомной энергии – АЭС с РУ-БН.

Личный вклад автора

Все результаты работы, непосредственно выносимые на защиту диссертации, получены автором лично, либо при его непосредственном участии в процессе взаимодействия с разработчиками отдельных модулей, а именно:

- постановка задач исследований, анализ объекта исследования, анализ существующих и доступных программных решений, систематизация результатов исследований по выбранному направлению;
- проектирование архитектуры нового программного комплекса, обеспечивающего полноценное и адекватное моделирование аварийных режимов;
- интеграция отдельных программных модулей в единый программный комплекс (обеспечение обмена данными, порядок и синхронизация вызова модулей). Доработка части моделей по результатам опытной эксплуатации комплекса для обеспечения устойчивой работы программы, адекватного описания физических процессов с учетом особенностей реакторной установки и повышения точности ее моделирования;
- валидация и верификация разработанного программного комплекса;
- разработка расчетных моделей РУ БН и выполнение расчета представительного сценария для РУ БН.

Апробация работы

Результаты диссертации докладывались и обсуждались на следующих российских и международных конференциях:

- НТК Теплофизика 2011, 19-21 октября, 2011, Обнинск;
- Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», проводимой при поддержке Государственной корпорации «Росатом» и Ядерного общества России 27-29 ноября 2012 г. в Москве;
- Конференция «Теплофизика реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2013)», с 29.10.2013 г. по 01.11.2013 г., г. Обнинск;
- Третья международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ-2014) 7-10 октября 2014 г.
- Международная конференция по быстрым реакторам и замкнутому топливному циклу: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), г. Екатеринбург с 26 по 29 июня 2017 г.
- Пятая международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ – 2018, 2–5 октября 2018 г., г. Москва)

– Международная конференция МАГАТЭ «International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Sustainable Clean Energy for the Future» (FR22) в 2022, (Вена, Австрия).

– техническое совещание МАГАТЭ, посвященное подходу к обеспечению безопасности быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем и анализу и моделированию тяжелых аварий «Technical Meeting on the Safety Approach for Liquid Metal Cooled Fast Reactors and the Analysis and Modelling of Severe Accidents», г. Вена (Австрия) с 13 по 17 марта 2023 г.

– Отраслевая научно-техническая конференция, посвященная 50-летию пуска БН-350 «Развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН-2023)» 04-05 октября 2023 года АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород.

Публикации по теме диссертации опубликовано 15 работ, в том числе 2 научные статьи в рецензируемых изданиях из перечня ВАК Минобрнауки России и 4 научные статьи в изданиях, индексируемых в международной базе данных Scopus и входящих в Russian Science Citation Index, 9 свидетельств о регистрации программы. Список публикаций приведен в конце диссертации.

Структура и объем работы

Диссертация состоит из введения, 4 глав, общих выводов и рекомендаций, списка литературы из 151 библиографической ссылки. Общий объем работы составляет 224 страницы основного текста, включая 53 таблицы и 122 рисунка.

1 Глава 1: Анализ состояния вопроса. Постановка цели и задач исследования

1.1 Постановка вопроса

Данная работа обобщает десятилетний опыт автора, полученный с 2010 года начиная с постановки вопроса о необходимости разработки расчетного инструмента, заканчивая внедрением разработанной программы в промышленную эксплуатацию и ее использование для задач обоснования безопасности РУ БН в условиях проектных и запроектных аварий. Уникальность задачи заключалась в том, что на момент начала работы для РУ БН практически отсутствовали отечественные интегральные коды. В данном случае под интегральными кодами понимаются программы для ЭВМ, позволяющие в связанной постановке задачи моделировать разные физические процессы, характеризующие протекание аварии для РУ БН. Под связанной постановкой задачи понимается то, что физические процессы моделируются одной программой (или группой программ, связанных программной оболочкой) на общей расчетной схеме с синхронным обменом данными. Например, получаемые при расчете теплогидравлических процессов температуры передаются в нейтронно-физический модуль, который, на основании полученных данных, рассчитывает мощность источника энерговыделения и возвращает его для решения тепловой задачи. Дополнительным условием при разработке программы стали ограниченные сроки ее разработки, связанные со сроками продления эксплуатации РУ БН-600 и вводом в эксплуатацию РУ БН-800. Это ограничение соответственно потребовало анализа существующих решений и их адаптацию под текущую задачу. Таким образом, были сформулированы следующие задачи:

1. Анализ объекта моделирования: конструкторские решения и специфика работы натриевого реактора, для реализации его математической (расчетной схемы) модели.

2. Анализ специфики протекания аварий на РУ БН, формирование перечня критических явлений, важных с точки зрения безопасности, для которых в первую очередь должны быть разработаны математические модели.

3. Анализ существующих программных решений, оценка возможности их адаптации под текущие задачи.

4. Анализ экспериментальной базы, требующейся для дальнейшей валидации разрабатываемой программы и разработка соответствующей матрицы валидации и верификации.

5. Разработка общей структуры программы, включая выбор математических моделей и приближений для адекватного моделирования процессов важных для безопасности в составе интегрального кода.

6. Тестирование программных модулей в составе единой программы СОКРАТ-БН.

7. Выполнение валидационных расчетов из матрицы верификации по экспериментам для отдельных явлений. Выполнение валидации на интегральных экспериментах.

8. Выполнение валидации на интегральных экспериментах.

9. Разработка расчетных схем полномасштабных реакторных установок с натриевым теплоносителем.

10. Выполнение представительных расчетов по обоснованию безопасности РУ БН.

В рамках внедрения программы в промышленную эксплуатацию для использования программы непосредственно для расчетного обоснования безопасности, дополнительно были поставлены задачи:

1. Подготовка документов и прохождения процедуры аттестации в НТЦ ЯРБ.

2. Передача аттестованной версии программы в промышленную эксплуатацию.

Автор выражает благодарность всем коллегам, принимавшим непосредственное участие в разработке отдельных модулей:

– тепло-гидравлический модуль и модуль расчета деградации активной зоны: лаборатория реакторных установок (заведующий лабораторией Усов Э.В.), лаборатория 52 (Томашик Д.Ю.), 61 (Рыжов Н.И., Фокин А.Л., Ртищев Н.А., Якуш С.Е.);

– модуль для переноса продуктов деления – лаборатория 52 (Филиппов М.Ф, Цаун С.В.);

– нейтронно-физические модули - лаборатории 74 (Селезнев Е.Ф., Белов А.А.);

– термомеханика твэлов - лаборатория 62 (по совместительству) – сотрудники ГНЦ РФ ТРИНИТИ (Лиханский В.В., Зборовский В.Г. и др.)

– модуль расчета накопления продуктов деления – лаборатория 75 (Тарасов В.И.)

Кроме того, большой вклад внесен специалистами АО «ОКБМ Африкантов» по вопросам подготовки исходных данных при разработке реакторных моделей, тестирования программы, консультаций автора по физике и конструкции реакторной установки.

1.2 Анализ объекта моделирования. Основные характеристики моделируемого оборудования

В соответствии приведенным выше перечнем задач, были рассмотрены основные характеристики моделируемого объекта – характеристики российских энергетических реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем – РУ БН. В сферу интересов разрабатываемой программы попадают следующие установки: две действующие РУ – БН-600 и БН-800 (на начало разработки программы еще не введенная в эксплуатацию), и проектируемая РУ БН-1200. Выведенная из эксплуатации РУ БН-350 рассматривалась как источник данных для валидации. Рассмотрим характерные особенности перечисленных установок. РУ БН имеют интегральную компоновку первого контура, что подразумевает размещение основного оборудования в корпусе реактора: ТВС активной зоны, насосы (ГЦН), промежуточные теплообменники (ПТО), поворотные пробки для перемещения ТВС, биологическую защиту и т.п. В РУ БН-1200 в корпусе также размещены теплообменники контура аварийного отвода тепла. Сам корпус относительно реакторов с водой под давлением является тонкостенным, но состоит из двух оболочек, между которыми находятся электрические обогреватели и датчики контроля протечек натрия. Кроме того, корпус реактора находится под небольшим избыточным давлением порядка 0,5 атмосферы. Для защиты от превышения давления используется гидрозатвор и разрывная мембрана, срабатывающая при превышении давления свыше 2-х атмосфер. Помимо первого контура имеется еще два контура, организованных по классической трубной системе.

В первом и втором (промежуточном) контурах в качестве теплоносителя используется натрий при температурах до 550 °С в условиях нормальной эксплуатации. Второй контур отводит тепло от первого через ПТО (натрий первого контура движется сверху вниз в межтрубном пространстве, натрий второго движется в противоположном направлении в трубках). Отвод тепла от натрия второго контура осуществляется в секционных парогенераторах (ПГ). В качестве рабочего тела в парогенераторах (ПГ) вода/перегретый пар при давлении до 17 МПа. В переходных и аварийных условиях для РУ БН реализован отвод тепла через аварийные теплообменники к воздуху. Необходимость реализации промежуточного контура обусловлена высокой химической активностью натрия при взаимодействии с кислородом: при разгерметизации трубчатки парогенератора исключается попадание воды в первый контур. Таким образом, современные натриевые реакторы реализованы по трехконтурной схеме. Важной отличительной особенностью натриевого теплоносителя является низкое давление в натриевых контурах (порядка 1,5 атм.) и высокий запас до кипения (более 300 К). Над

поверхностью натрия располагается объем, заполненный аргоном, который служит для компенсации теплового расширения натрия первого контура, а также для исключения взаимодействия натрия с кислородом,

Активная зона реактора набирается из шестигранных чехловых ТВС с твэлами диаметром от 6,9 до 9,3 мм с оболочкой из нержавеющей стали марки ЧС-68 или ЭК-164. В качестве топлива используется таблеточное оксидное урановое или смешанное оксидное уран-плутониевое топливо (МОКС).

Ядерные реакции деления в активной зоне осуществляются нейтронами быстрого спектра, что обуславливает высокое обогащение топлива. Быстрый спектр нейтронов позволяет реализовать наработку плутония, что увеличивает коэффициент воспроизводства топлива свыше 1. Нарботка плутония реализуется за счет размещения в таблетках из необогащенного урана, размещенных в торцах твэла или формированием внешнего ряда ТВС.

Перечисленные выше характеристики влияют на сценарии развития гипотетических аварий и в большой степени отличают протекание аварий на РУ БН от аварий на РУ с водой под давлением.

Основные характеристики РУ БН-600 [4], БН-800 и БН-1200 (БНК) [5] приведены в таблице 1.1.

Таблица 1.1 - Основные характеристики РУ БН–600, БН–800, БН-1200

Наименование характеристики	БН-600	БН-800	БН-1200
1 Номинальная тепловая мощность, МВт	1470	2100	2800
2 Количество теплоотводящих петель	3	3	4
3 Температура теплоносителя по первому контуру, °С: - на входе в ПТО - на выходе из ПТО	550 377	547 354	550 410
4 Температура теплоносителя по второму контуру, °С: - на входе в ПГ - на выходе из ПГ	518 328	505 309	527 355
Параметры третьего контура: температура острого пара /питательной воды, °С - давление острого пара, МПа	505 240 14	490 210 14	510 270 17

Наименование характеристики	БН-600	БН-800	БН-1200
6 Объем натрия, м ³ : первого контура/второго контура	820/960	1040/1050	2220/1030
7 Срок службы РУ (проектный), год	30	45	60

1.3 Анализ специфики протекания аварии. Исходные события для основных аварийных сценариев

Анализ возможных аварийных сценариев основывается на перечне исходных событий, рассматриваемых для анализа безопасности РУ БН. Основные исходные события постулируются на основе вероятностного анализа безопасности и отражены в требованиях к отчету по обоснованию безопасности АЭС с РУ БН [1]. В соответствии с поставленной задачей, разрабатываемая программа должна моделировать РУ БН в условиях нарушения нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях, включая тяжелые аварии с плавлением активной зоны. Эти режимам соответствуют следующие исходные события.

Для нарушения нормальной эксплуатации рассматриваются следующие события:

- непредусмотренное перемещение стержней системы управления и защиты (СУЗ);
- изменение в работе ГЦН 1-го, 2-го контуров (повышение скорости вращения вала, остановки, закрытия, открытия обратных клапанов и др.);
- нарушение в системе подачи питательной воды парогенераторов;
- отключение одной теплоотводящей петли;
- потеря энергоснабжения собственных нужд;
- непредусмотренное открытие шиберов воздушного теплообменника (ВТО) при различных режимах.

Для проектных аварий рассматриваются следующие события:

- частичное перекрытие проходного сечения одной ТВС за счет распухания материалов, попадания примесей теплоносителя или посторонних предметов;
- разуплотнение газовой системы 1^{-го} контура
- Для запроектных аварий включая тяжелые рассматриваются следующие события:
 - потеря всех источников переменного тока (энергоснабжения собственных нужд и аварийного энергоснабжения) с учетом возможного отказа активных систем остановки реактора и САОТ;
 - непредусмотренное извлечение из активной зоны стержней СУЗ вследствие отработки ложного сигнала с отказом активных систем остановки реактора;

– непредусмотренное извлечение из активной зоны стержней СУЗ с отказом всех средств воздействия на реактивность (UTOP);

– потеря системного и надежного электроснабжения с отказом всех средств воздействия на реактивность (ULOF);

– полная мгновенная блокировка проходного сечения одной ТВС с отказом всех средств воздействия на реактивность (ТІВ).

Перечисленный список исходных событий является детерминистическим, определяемым на стадии вероятностного анализа безопасности и может быть скорректирован в дальнейшем. Стоит отметить, что в данный список не включен ряд исходных событий, имеющих малую вероятность и/или не приводящих к серьезным последствиям. Например, течи теплоносителя из первого контура, межконтурные течи, горение натрия. На основании актуального перечня исходных событий подготовлен список явлений, характерный для рассматриваемых сценариев, рассмотрена их важность с точки зрения влияния на безопасность

1.3.1 Явления, характеризующие протекание аварий. Оценка их влияния на безопасность

Для выбора необходимого и достаточного набора физических моделей был проведен анализ критических явлений важных с точки зрения безопасности для рассматриваемых сценариев.

1.3.1.1 Нейтронно-физические процессы

Явления, связанные с вводом положительной реактивности

Описание явления

Аварийные ситуации, связанные с вводом положительной реактивности в РБН, могут возникать в следующих случаях:

– при извлечении стержня-поглотителя за счёт значительного увеличения расхода теплоносителя через активную зону при расцепленных стержнях (при перегрузке);

– при образовании в активной зоне газовых полостей, прохождении газовых пузырей;

– вскипание натрия при перекрытии проходного сечения ТВС;

– при попадании в активную зону веществ, замедляющих нейтроны (масло);

– при удалении стали из активной зоны при плавлении и стекании оболочек твэлов.

Дополнительными потенциальными источниками быстрого повышения коэффициента размножения нейтронов в РУ БН являются натриевый и водородный эффекты реактивности.

Локальный натриевый пустотный эффект реактивности можно разделить на три составляющие:

- изменение утечки нейтронов из данного объёма;
- изменение радиационного захвата нейтронов;
- изменение спектра.

Первая составляющая всегда отрицательна, так как удаление натриевого теплоносителя из объема а.з. увеличивает утечку нейтронов. Вторая составляющая - всегда положительная, т.к. при удалении натрия снижается поглощение нейтронов. Третья - может быть как отрицательной, так и положительной. Например, в центральной области активной зоны РБН, где находятся самые теплонапряженные твэлы, натриевый пустотный эффект реактивности имеет положительный знак, т.е. удаление натрия в этой области увеличивает реактивность.

Влияние на безопасность

При положительном эффекте реактивности возникает угроза увеличения уровня мощности в активной зоне, что может привести к увеличению температуры топлива и оболочек твэл. Это, в свою очередь, может привести к повреждению оболочки и выходу ПД в теплоноситель. Должно быть обязательно учтено в составе интегрального кода.

1.3.1.2 Контурная теплогидравлика

Снижение расхода теплоносителя в первом контуре

Описание явления

Снижение расхода теплоносителя в первом контуре может иметь место при исходных событиях нарушений нормальной эксплуатации, связанных с отключением ГЦН-1, снижением давления в газовой подушке реактора, ошибочном закрытии одного обратного клапана работающего ГЦН-1, открытии обратного клапана неработающей петли, течи напорного трубопровода первого контура.

Влияние на безопасность

Величина расхода теплоносителя в реакторе является одним из важнейших параметров, определяющих условия охлаждения и состояние твэл, являющихся основным источником радиационных выбросов из реакторной установки при её эксплуатации в случае их повреждения.

Рабочие характеристики на выбеге насоса (ГЦН)

Описание явления

Учет характеристик на выбеге насоса позволяет оценить динамику изменения скорости теплоносителя в авариях, связанных с остановкой насоса, например, при потере электроснабжения собственных нужд.

Влияние на безопасность

Определяет условия отвода тепла от активной зоны в различных аварийных режимах.

Естественная циркуляция теплоносителя в первом контуре

Описание явления

Естественная циркуляция теплоносителя в первом контуре реализуется при нарушениях нормальной эксплуатации и авариях с обесточиванием всех ГЦН-1. Уровень ЕЦ определяется разностью высотных отметок центров тепловыделений и теплосъема, уровнем теплосъема и распределением плотности теплоносителя по длине контура циркуляции.

Режим естественной циркуляции теплоносителя для большинства нарушений нормальной эксплуатации и аварий имеет место на заглушенном реакторе при мощности, соответствующей уровню остаточных тепловыделений.

Влияние на безопасность

Время развития и уровень естественной циркуляции в первом контуре при прекращении принудительной циркуляции (после срабатывания аварийной защиты - АЗ) определяет температурное состояние ТВЭЛов, являющихся основным источником радиационных выбросов из реакторной установки при её эксплуатации в случае их повреждения.

Естественная и смешанная циркуляции теплоносителя

Описание явления

Механизм возникновения естественной циркуляции (ЕЦ) описан в предыдущем параграфе. Под смешанной циркуляцией понимается комбинированный режим с работающим ГЦН или в условиях его выбега, в котором ЕЦ дает заметный вклад в величину расхода теплоносителя.

Режимы с естественной и смешанной циркуляцией характеризуются усложнением гидродинамики потока: могут возникнуть возвратные течения в ТВС, вследствие чего могут появиться дополнительные неравномерности температуры и горячие пятна, возрасти коэффициенты гидравлического сопротивления, произойти ухудшение теплоотдачи и т.д. [8].

Влияние на безопасность

Естественная и смешанная циркуляция теплоносителя через ТВС определяют условия охлаждения элементов а.з. и температурное состояние твэлов, являющихся основным источником радиационных выбросов из реакторной установки при её эксплуатации в случае их повреждения.

Естественная циркуляция теплоносителя во втором контуре

Описание явления

Естественная циркуляция теплоносителя во втором контуре возможна в аварийных ситуациях, связанных с обесточиванием ГЦН-2, на заглушенном реакторе, мощность которого соответствует уровню остаточных тепловыделений. Рабочие оценки показывают, что в этом случае существенным является не величина расхода теплоносителя второго контура, а наличие этого расхода, поскольку для установок типа БН суммарная теплоемкость теплоносителя второго контура (из-за характерного избытка теплообменных поверхностей) достаточна для отвода значительной части тепловыделений от активной зоны.

Влияние на безопасность

При анализе безопасности естественная циркуляция теплоносителя во втором контуре может рассматриваться как средство расхолаживания в запроектных авариях, для снятия излишней консервативности результатов расчетов (для оценки последствий).

Потери давления на местных сопротивлениях и трение

Описание явления

Потери давления на местных сопротивлениях и трение в значительной степени определяют, как начальное стационарное состояние РУ, так и протекание нестационарных переходных и аварийных процессов, т.к. от них зависит распределение расходов, как по петлям реактора, так и внутри корпуса реактора и в парогенераторе [9].

Влияние на безопасность

Помимо влияния на распределение потоков теплоносителя в условиях принудительной циркуляции, местные сопротивления и трение теплоносителя об элементы оборудования реактора влияют на развитие естественной циркуляции в случае отключения ГЦН первого контура. Величина расхода теплоносителя при ЕЦ определяется нивелирным напором (разностью весовых напоров столбов горячего и "холодного теплоносителя") минус потери давления по тракту циркуляции. Большое сопротивление за счет трения и потерь давления на местных сопротивлениях снижает расход теплоносителя, что влечёт за собой ухудшения охлаждения топливных сборок.

Процессы теплоотдачи от тепловыделяющих элементов

Описание явления

Процессы теплоотдачи от тепловыделяющих элементов определяются специфическими свойствами натриевого теплоносителя. К числу таких специфических свойств [10] стоит отнести высокую теплопроводность, намного превышающую теплопроводность других теплоносителей, при сравнительно небольшой кинематической вязкости. Это означает, что перенос тепла в жидком металле за счет теплопроводности в некоторых случаях будет интенсивнее, чем молекулярный перенос количества движения (конвекция). Молекулярная теплопроводность в турбулентном потоке натрия дает основной вклад в поперечный перенос тепла не только в пристенном слое, но и в ядре потока. Благодаря высокой теплопроводности натриевого теплоносителя для него характерны высокие коэффициенты теплоотдачи и малые перепады температур между греющей поверхностью и жидкостью.

Другая особенность жидкого металла - малые коэффициенты объемной теплоемкости и как следствие большие величины подогрева теплоносителя по активной зоне. Подогрев натриевого теплоносителя в ТВС РУ БН достигает 200°C и более, в то время как перепад между стенкой оболочки твэл и жидкостью не более 20 °C. Поэтому профиль температуры поверхности твэлов, определяется в основном локальными подогревами теплоносителя, а не локальными коэффициентами теплоотдачи или профилем тепловыделения. Максимум температуры оболочек твэлов достигается не в средней плоскости, как для ВВЭР, а в выходном сечении.

Также необходимо отметить, что натрий имеет высокую температуру кипения, поэтому в большинстве режимов нарушений нормальной эксплуатации и проектных аварий теплообмен идет с однофазным теплоносителем.

Кроме того, важным фактором формирования тепловой и гидродинамической картины в ТВС РУ БН является межканальный тепломассообмен. Он обусловлен высокой скоростью течения теплоносителя в каналах и влиянием на поток дистанционирующей спиральной проволочной навивки на твэлах. Этот фактор интенсифицирует межканальное перемешивание теплоносителя, что приводит к уменьшению неравномерности температуры натрия и твэлов в пределах ТВС.

Влияние на безопасность

Условия охлаждения твэл имеют непосредственное влияние на безопасность, поскольку определяют состояние твэл, являющихся основным источником радиационных выбросов из реакторной установки при её эксплуатации в случае их повреждения.

Кипение натрия

Описание явления

Кипение натрия в отдельных тепловыделяющих сборках может возникнуть в результате прекращения расхода теплоносителя через активную зону в связи с обесточиванием и остановкой ГЦН или блокировкой проходного сечения ТВС.

Кипение натрия, в зависимости от паросодержания, характеризуется процессом развития двухфазного потока жидкого металла, при котором последовательно реализуются следующие режимы: устойчивый пузырьковый, неустойчивый снарядный, переходящий в устойчивый дисперсно-кольцевой и кризис теплообмена с осушением поверхности теплообмена (кризис 2-го рода).

Поскольку применяемые давления в РУ с жидкометаллическим теплоносителем обычно невелики (≤ 1 МПа), удельные объёмы пара значительны, пузырьковый и снарядные режимы течения практически отсутствуют и при массовом паросодержании в несколько процентов может сразу наступить дисперсно-кольцевой режим течения.

Дисперсно-кольцевой паровой поток представляет собой пленку жидкости, текущую по стенке канала, и ядро потока в виде пара, содержащего капли жидкости разного размера. Испарение натриевой пленки на оболочках при кипении в дисперсно-кольцевом режиме реализует условия, при которых в контакте со стенкой находится жидкость и пар.

Кризис теплообмена в двухфазном потоке натрия имеет особенности по сравнению с кризисом в потоках обычных жидкостей. Очень тонкая плёнка жидкости является не кипящей, происходит лишь её испарение и орошение каплями из потока. Для малых давлений характерна гидродинамическая неустойчивость потока. Возможные большие перегревы металла перед вскипанием и значительные изменения давления и температуры насыщения по длине канала также способствуют неустойчивости потока [11].

Влияние на безопасность

При кипении натрия в активной зоне ухудшаются условия теплообмена, что может привести к превышению проектного предела для максимальной температуры оболочек ТВЭЛ в 900°C и их массовой разгерметизации.

Теплообмен в частично оголённой активной зоне

Описание явления

В определенных ситуациях в активной зоне уровень теплоносителя может опуститься ниже верхушек ТВЭЛов. Над ним появляется зона, в которой нарушен контакт жидкости с оболочкой ТВЭЛ – зона закризисного теплообмена. В этой зоне отвод тепла от оболочки происходит за счет теплоотдачи к паровой фазе, теплообмена излучением (с

элементами конструкции и каплями жидкости), а также за счет контакта капель жидкости с оболочкой.

Важным для таких случаев является вопрос достаточности величины коэффициента теплоотдачи в закризисной области для обеспечения таких температур оболочек, при которых не происходит их разрушения.

Влияние на безопасность

Теплообмен в частично оголённой зоне определяет температурное состояние и угрозу разгерметизации и разрушения твэлов, являющихся основным источником радиационных выбросов из реакторной установки при её эксплуатации в случае их повреждения.

Межканальное взаимодействие (неустойчивость) при кипении натрия

Описание явления

Данные проведенных экспериментов показывают [12], что при переходе от пузырькового к снарядному режиму кипения жидкого металла в ТВС возникают пульсации расхода теплоносителя и других теплогидравлических параметров. Пульсации расхода, возникающие в соответствующем контуре циркуляции, обуславливают противофазные синхронизированные пульсации параметров в другом контуре циркуляции.

Для снарядного режима период пульсаций теплогидравлических параметров – температуры стенки и жидкости, расхода теплоносителя, находится в диапазоне от 20 до 45 с. Размах пульсаций расхода теплоносителя в системе параллельных ТВС при этом практически на порядок превышает размах пульсаций при индивидуальной работе каналов. Увеличение расхода теплоносителя при уносе парового «снаряда» в одном из контуров может привести к «запиранию» (снижению расхода до нуля) в другом контуре и осушению поверхности твэлов или к инверсии расхода теплоносителя в этом контуре. Следует отметить, что эффект «резонанса» пульсаций усиливается при различии энерговыделения в параллельных каналах.

Кроме вышеуказанного механизма, попадание газовых пузырей при кипении натрия в отдельных каналах в область более холодного натрия верхней камеры смешения приводит к схлопыванию этих пузырей. Данное явление может привести к возникновению сильных пульсаций давления, что может привести к пульсации расходов в других каналах циркуляции теплоносителя.

Влияние на безопасность

Пульсации расхода теплоносителя в каналах циркуляции по активной зоне влияют на условия охлаждения и температуру топлива. Резкое уменьшение расхода может привести к ухудшению отвода тепла от стенки в результате кризиса теплообмена.

Стоит отметить опасность инверсии (так называемому «опрокидыванию» расхода). Рабочая температура корпуса реактора не должна превышать 450 °С. Отбор теплоносителя на охлаждение корпуса реактора организован так, что в тепловые экраны попадает «холодный» натрий после ПТО до входа в активную зону при температуре ниже 400 °С. Опрокидывание расхода может привести к контакту «горячего» натрия с температурой около 900° С с корпусом реактора, что может привести к его повреждению.

Процессы тепломассопереноса в промежуточном теплообменнике первого контура

Описание явления

В большинстве нормальных и аварийных режимов промежуточные теплообменники обеспечивают необходимые условия теплоотвода от первого контура. Снижение мощности теплоотвода может иметь место при исходных событиях нарушений нормальной эксплуатации, связанных с прекращением расхода натрия во втором контуре (потеря внешнего электроснабжения, останов ГЦН-2, пожар в центральном зале и др.).

Влияние на безопасность

Условия теплоотвода в промежуточных теплообменниках имеют большое значение с точки зрения безопасности, поскольку определяют условия охлаждения ТВЭЛ, являющихся основным источником радиационных выбросов из реакторной установки при её эксплуатации в случае их повреждения.

Процессы тепломассопереноса в парогенераторе

Описание явления

В нормальных условиях и большинстве аварийных режимов по трубной системе парогенераторов проходит теплоноситель третьего контура, обеспечивая необходимые условия теплоотвода от второго контура. Снижение мощности теплоотвода может иметь место при исходных событиях нарушений нормальной эксплуатации, связанных с нарушениями в системе водоснабжения парогенераторов, разгерметизации трубной системы парогенератора.

Влияние на безопасность

Условия теплоотвода в парогенераторах имеют существенное значение с точки зрения безопасности для РУ БН, поскольку в этой установке система нормального теплосъема с реактора через ПГ одновременно выполняет и функции аварийного

расхолаживания. В современных проектах РУ БН предусмотрена специальная система аварийного расхолаживания, не связанная с ПГ.

Процессы теплопереноса в воздушном теплообменнике, системы аварийного расхолаживания

Описание явления

При нарушении нормальных условий эксплуатации в качестве средств расхолаживания в РУ БН предусматривается система аварийного расхолаживания (САРХ или САОТ) со сбросом теплоты через воздушные теплообменники (ВТО). Нарушения условий теплоотвода в ВТО могут привести к ухудшению условий охлаждения активной зоны. Но при проектировании закладывается определенный избыток поверхности теплообмена в воздушном теплообменнике (~ в 2 раза), что при самых консервативных предположениях обеспечивает снятие тепла с первого контура.

Влияние на безопасность

Условия теплоотвода в воздушных теплообменниках имеют значение с точки зрения безопасности, поскольку определяют условия охлаждения ТВЭЛ в условиях остаточного энерговыделения.

Процессы рассеивания тепла с корпуса реактора, трубопроводов и оборудования второго контура

Описание явления

Влияние процессов рассеивания тепла с корпуса реактора, трубопроводов и оборудования второго контура с точки зрения протекания переходных процессов в РУ становится заметным в режимах длительного расхолаживания установки, когда тепловые потери и теплоемкость конструкций становятся сопоставимыми с мощностью остаточных энерговыделений.

Влияние на безопасность

Процессы рассеивания тепла с трубопроводов и оборудования второго контура могут иметь большое значение в запроектных авариях, например, при потере всех каналов расхолаживания для оценки располагаемого оператором запаса времени на подключение нештатных систем расхолаживания.

Блокировка проходного сечения в ТВС

Описание явления

Возникновение блокировки связано с наличием в потоке оксидов, загрязнением теплоносителя и разрушением ТВЭЛов.

Блокировка проходного сечения в ТВС ядерного реактора вызывает изменение поля скорости, давления и температуры теплоносителя. В области блокировки происходит

перераспределение расхода и давления в потоке, возникают рециркуляционные течения за блокадой. Это сопровождается ростом гидравлического сопротивления и, соответственно, уменьшением расхода теплоносителя через ТВС. Торможение потока теплоносителя обуславливает рост общего подогрева теплоносителя.

Влияние на безопасность

Блокировки ТВС являются источниками потенциальных аварийных ситуаций в активной зоне реактора, связанных с перегревом твэлов, с возможным возникновением локального кипения теплоносителя и с медленным разрушением оболочек твэлов, что может вызвать увеличение масштаба блокировки и обусловить возникновение и распространение аварии с повреждением топлива.

1.3.1.3 Термомеханические процессы

Деформация и разрушение оболочек твэлов

Описание явления

Основными параметрами, определяющими процесс деформирования и разрушения оболочек твэлов, являются напряжения, возникающие в оболочке, температура оболочки и ее химический состав (свойства). Оболочка твэла уже при сборке твэлов в ТВС находится в нагруженном состоянии, поскольку собранные твэлы монтируются в РУ с избыточным внутренним давлением, величина которого существенно возрастает по мере выгорания топлива.

Влияние на безопасность

По влиянию на безопасность твэл относится к первому классу безопасности, а оболочка является вторым физическим барьером на пути распространения радиоактивных веществ в окружающую среду. Накопление деформаций оболочек увеличивает вероятность их разгерметизации. Разгерметизация (разрыв) оболочек твэлов приводит к выходу продуктов деления в первый контур.

Взаимодействие ионизирующего излучения с элементами конструкций

Описание явления

Перенос нейтронов, гамма-квантов, электронов и пр. элементарных частиц в элементах конструкции активной зоны, пэлов, отражателя, стержней СУЗ, источников нейтронов (ИН), при разных состояниях активной зоны, определяют состояние этих элементов в различных режимах работы РУ. При взаимодействии нейтронов с материалами поглотителей происходит энерговыделение и газообразование, которое может привести к раздутию этих элементов. Взаимодействие нейтронов и заряженных частиц с конструкционными материалами приводит к изменению их физических и

прочностных свойств за счет накопления деформаций и образования атомов новых элементов при радиационном взаимодействии.

Влияние на безопасность

Взаимодействие нейтронов, гамма-квантов, электронов и пр. элементарных частиц определяет целостность конструкций РУ и основных барьеров на пути распространения радиоактивных веществ. Должно быть учтено в составе интегрального кода при анализе поведения твэлов в аварийных условиях.

1.3.1.4 Продукты деления

Накопление продуктов деления в твэле

Описание явления

В результате радиационного распада ядерного топлива, а также захвата нейтронов не делящимися нуклидами образуется большое количество нестабильных осколков деления и актиноидов, являющихся источником ионизирующего излучения (α , β , γ).

Влияние на безопасность

Выход ПД определяет общую радиационную обстановку, а также влияет на остаточное тепловыделение в ядерном топливе.

Перенос продуктов деления в теплоносителе

Описание явления

При разгерметизации твэлов происходит контакт облучённого топлива и теплоносителя, в результате которого накопленные продукты деления попадают в теплоноситель. Первоначально выходят все газообразные продукты деления, накопленные под оболочкой твэла, которые достаточно быстро переходят в газовую полость реактора, затем выходят летучие продукты деления температура плавления и кипения которых лежит в диапазоне текущей температуры натриевого теплоносителя (например, соединения йода и цезия). Летучие продукты деления распространяются со скоростью натриевого теплоносителя, часть из них оседает в контуре, часть дегазируется в газовую полость, где находится либо в виде аэрозолей, либо оседает на стенках более холодных участков контура. По мере увеличения температуры топлива происходит выброс нелетучих продуктов деления, который с парожидкостным потоком, также выбрасываются в газовую полость.

Влияние на безопасность

Перенос радионуклидов в помещениях АЭС

Описание явления

В результате вероятных аварий с переопрессовкой 1-го корпуса может произойти разгерметизация газового контура и выход радионуклидов в помещения АЭС. Кроме того,

выход радионуклидов возможен в случаях пролива радиоактивного теплоносителя и его горения в воздушной среде в аварийных режимах. Такая авария еще не является опасной для населения, так как удержание радиоактивных продуктов возможно в объеме герметичной оболочки АЭС, но может привести к переоблучению персонала. Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет), в соответствии с НРБ –99/2009–1000 мЗв.

Влияние на безопасность

Влияет на радиационную обстановку в помещениях АЭС

1.3.1.5 Процессы на стадии деградация активной зоны

Перемещение материалов активной зоны

Описание явления

Механизмы процесса плавления и стекания топлива в настоящее время неплохо изучены для реакторов с водой под давлением. Процессы плавления топлива предшествует плавление оболочки ТВЭЛ. Количество расплавленной оболочки определяется тепловым балансом между количеством тепла, которое выделяется топливом, и количеством тепла, отводимым через оболочку в теплоноситель. Перемещение расплавленной оболочки определяется взаимодействием двух сил: силой тяжести расплава и силой трения восходящего потока пара натрия. Стеkanie расплавленной оболочки до уровня теплоносителя может привести к отвердеванию материала оболочки и образованию блокировки в ТВС, в результате которой происходит осушение верхней части ТВЭЛА, что приводит его дальнейшему разогреву. При достижении температур свыше 2800°C, топливо начинает плавиться и под действием силы тяжести, сползает вниз. Для ТВЭЛОВ реакторов с водой под давлением используются циркониевые оболочки, которые образуют с оксидным топливом эвтектические расплавы, с температурой плавления ниже температуры плавления «чистого» топлива. Поэтому перемещение расплавленного топлива происходит раньше, чем будет достигнута температура его плавления. Для ТВЭЛОВ быстрых реакторов используются стальные оболочки, поэтому возможность образования эвтектики требует отдельного изучения.

Влияние на безопасность

Взаимодействие расплавленного топлива с корпусом реактора, потенциально может привести к его разрушению. В настоящее время угроза разрушения корпуса исключается за счет применения специальной конструкции – поддона с тугоплавкой облицовкой. Таким образом, плавление топлива можно рассматривать в контексте степени повреждения активной зоны и количеству вышедших в результате ее разрушения ПД.

Дополнительно конфигурация образовавшегося расплава должна оцениваться на возможность возникновения вторичной критичности.

Теплообмен излучением в активной зоне

Описание явления

В ходе тяжелой ЗПА температуры элементов внутри корпуса реактора достигают высоких значений, так что радиационные потоки, как правило, значительно превышают конвективные и молекулярные тепловые потоки. Излучение становится доминирующим механизмом теплообмена, особенно при снижении уровня теплоносителя ниже активной зоны и образования расплава из элементов ВКУ. Однако для правильного определения радиационных тепловых потоков, требуется детальное изучение поглощающих особенностей и прозрачности среды, состоящей из паров натрия.

Влияние на безопасность

Радиационный тепловой поток для различных элементов может достигать существенных значений, так что вклад этого явления в распределение температурных полей весьма важен.

Образование бассейнов расплава

Описание явления

В ходе разрушения и плавления элементов в активной зоне могут образовываться бассейны расплава, занимающие значительные области пространства. Эволюция бассейна расплава определяется как его собственными свойствами (внутренним энерговыделением, расслоением на оксидные и металлические части, процессами естественной конвекции, процессом растворения дебриса, плавающего в бассейне), так и его взаимодействием с окружающими структурами, его растеканием в радиальном направлении и стеканием вниз. В ходе аварии возможны ситуации длительного нахождения горячего расплава в активной зоне, когда стеканию расплава вниз препятствуют обширные блокады.

Влияние на безопасность

Взаимодействие бассейна расплава с элементами активной зоны или блокадами, определяющими конфигурацию расплава и его пространственное расположение, приводит к их плавлению, и, в конечном итоге, расплав вытекает из активной зоны и поступает в напорную камеру РУ.

Термическое взаимодействие кориума с теплоносителем

Описание явления

Под кориумом понимается расплав элементов активной зоны, включая топливо, и элементы ВКУ. Исследования термического взаимодействия (ТВ) [13] и попытки его

теоретической интерпретации как физического явления показали сложную природу и многообразие процессов вовлеченных в механизмы и феноменологию его протекания.

В литературе часто разделяют ТВ на мелко- и крупномасштабное. Принципиальное отличие между ними заключается в кинетике установления непосредственного контакта поверхности фрагментов высокотемпературной жидкости с окружающей низкотемпературной жидкостью. При совершенном смачивании непосредственный контакт достигается мгновенно (крупномасштабное ТВ), что создает предпосылки практически мгновенного перегрева холодной жидкости и ее испарения по механизму гомогенной (или гетерогенной) нуклеации, если контактная температура равна или превышает соответствующее значение.

Мелкомасштабное ТВ происходит при постепенном установлении непосредственного контакта в результате улучшения смачивающих свойств холодной жидкости по мере ее разогрева.

Исследование ТВ применительно к анализу безопасности РУ БН имеет цель обосновать невозможность крупномасштабного ТВ для системы «кориум-натрий».

При рассмотрении крупномасштабного ТВ в настоящее время происходит его подразделение на отдельные стадии, что обязано своим происхождением феноменологии, сформулированной в рамках детонационной теории. Эти стадии включают:

- предварительное грубое перемешивание (премиксинг) кориума с теплоносителем после достижения их контакта;
- триггеринг-процесс, представляющий собой возмущение квазистационарного состояния грубо перемешанной системы «кориум - теплоноситель»;
- распространение возмущения, инициированного триггеринг-процессом в грубо перемешанной системе;
- усиление или эскалация возмущения за счет процессов тонкой фрагментации кориума.

Влияние на безопасность

Условия взаимодействия кориума и теплоносителя, а также характер этих процессов (время фрагментации и энергетические эффекты) непосредственно влияют на целостность ВКУ и корпуса реактора в условиях тяжелой запроектной аварии. Но в настоящее время нет достаточно достоверных данных о реализации большого энергетического выхода при взаимодействии топлива с натрием, чтобы дать оценку его влияния на безопасность РУ БН.

1.4 Обзор экспериментальной базы для валидации программы

Основные проблемы при выборе данных для валидации программ по отдельным явлениям связаны с недостатком информации. Существующие данные, полученные на интегральных установках (в основном на реакторе РУ БН-600), покрывают узкий диапазон валидации – в диапазоне небольших отклонений от проектных режимов. Большинство данных по экспериментам с натрием по отдельным явлениям были опубликованы в зарубежной литературе в 70 – 80-х годах, что существенно сказывается на качестве их представления. Отечественные экспериментальные данные, в необходимом для верификации объеме, на сегодняшний день практически недоступны. Поэтому для валидации рассматривались любые релевантные данные доступные в открытых публикациях. В данном разделе приведен краткий обзор экспериментальных данных, которые были опубликованы в открытых источниках и потенциально применимых для валидации процессов в натриевых реакторах. Для итоговой матрицы верификации был сделан более тщательный отбор экспериментов, отвечающих требованиям, приведенным в документе [14]: наличие достаточных данных для воспроизведения эксперимента, его результатов, методики его проведения и наличия информации о погрешностях измерения.

1.4.1 Экспериментальные данные для валидации модели теплогидравлики

Экспериментальная установка ML-2 [15] – предназначена для исследования двухфазного течения потока жидкого натрия в обогреваемом канале. Эксперименты проводились в трубной и кольцевой геометриях каналов. Данные эксперименты были рекомендованы международной рабочей группой по быстрым реакторам при МАГАТЭ в качестве эталонного теста для проверки расчетных кодов, предназначенных для моделирования процесса кипения жидкого металла. Эксперименты были выполнены в исследовательском центре Ispra (Италия). В экспериментах проводились измерения перепада давления на экспериментальном канале при различных значениях скорости натрия на входе в канал.

Экспериментальная установка SIENA [16] предназначена для исследования двухфазного течения потока жидкого натрия в моделях ТВС. Данные исследования были проведены в научно-инженерном центре O-arai (Япония).

В процессе экспериментов исследовался теплообмен в нестационарных условиях, были проведены измерения температуры стержней по радиусу и высоте сборки.

В качестве модельной использовалась 19-ти стержневая сборка. Для обеспечения нагрева использовалась проволочная навивка на стержни с прямым подводом электрического тока.

Экспериментальная установка в ИВТ РАН [17] – предназначена для исследования теплоотдачи и сопротивления при течении двухфазного потока натрия в вертикальной трубе в условиях вынужденного подъемного движения. В эксперименте измерялись перепад давления по длине канала и температуры стенки рабочего участка.

Стенд 6Б (ГНЦ РФ ФЭИ) [18] предназначен для исследований гидродинамики, теплообмена и температурных режимов в элементах активной зоны и в модели системы аварийного отвода тепла и теплообменниках «металл – металл». При анализе данного эксперимента на предмет применимости к задачам валидации теплогидравлического модуля для натриевого теплоносителя разрабатываемого расчетного кода, необходимо учитывать, что большая часть исследований выполнялась с использованием моделирующего теплоносителя (эвтектический сплав 22% Na и 78% K).

Стенд СПРУТ (ГНЦ РФ ФЭИ) предназначен для тепловых и гидравлических характеристик парогенераторов РУ с жидкометаллическими теплоносителями [19]. На стенде использовались различные типы теплоносителя, включая натрий. Основные представленные исследования выполнены на моделях теплообменников типа трубок Фильда.

Стенд АР-1 (ГНЦ РФ ФЭИ, аварийные режимы) – предназначен для исследований теплофизических процессов, проходящих в элементах ЯЭУ при пусковых, переходных и аварийных режимах [13]. В исследованиях, проведенных на стендах АР-1, в основном использовался модельный теплоноситель – эвтектический сплав NaK, в режимах с естественной циркуляцией. Использование таких экспериментальных данных для режимов с естественной конвекцией при валидации кода с натриевым теплоносителем представляется достаточно проблематичным.

РУ БН-600 (БАЭС) [21] – энергетический реактор с быстрым спектром нейтронов, с натриевым теплоносителем, выполненный в интегральной компоновке. Для выполнения валидационных расчетов рассматриваются данные полученные в процессе эксплуатации реактора при плановых испытаниях и нарушениях нормальной эксплуатации.

Реактор БОР-60 (в НИИАР г. Димитровград Ульяновской области) – демонстрационный реактор тепловой мощностью 60 МВт, в качестве теплоносителя используется натрий. Реактор является исследовательским и предназначен для отработки топливного цикла, технологии натриевого теплоносителя, а также широкого спектра проектных и конструкторских решений. В рамках валидации программы рассматриваются данные для модели воздушного теплообменника (ВТО), полученные при эксплуатации РУ БОР-60 [22].

Эксперименты на установке KNS [23] проводились в федеральном исследовательском центре FZK Карлсруэ (Германия). Исследовался теплообмен при стационарном и нестационарном кипении натрия в 37-ми стержневой сборке.

Эксперименты на установке NSK [24-26] научно-исследовательском центре FZK в Карлсруэ. Исследовались следующие процессы: теплообмен при кипении в круглой трубе; нестационарное кипение в кольцевом канале, линейный закон снижения расхода теплоносителя; имитация ULOF 7-ми стержневой сборке. Задавался линейный закон снижения расхода теплоносителя и гиперболический закон снижения расхода теплоносителя.

Экспериментальная установка SLSF [27,28] предназначена для моделирования процессов (в том числе аварийных), протекающих в реакторах с натриевым теплоносителем. Эксперименты проводились в Аргонской Национальной Лаборатории (США). Особенностью установки SLSF является использование топливных сборок, содержащих свежее и облученное ядерное топливо. Экспериментальные каналы размещаются в действующем исследовательском реакторе TREAT.

Экспериментальная установка THORS [29,30] предназначена для вне реакторных исследований теплогидравлических процессов, важных для безопасности, в реакторных установках с натриевым теплоносителем. Эксперименты проведены в Ок-Риджской национальной лаборатории (США). В экспериментах первой серии, рассмотренных для валидации, исследовались процессы теплообмена в 19-ти стержневой модельной сборке в нестационарных условиях. Целью экспериментов было изучение процессов, характерных для аварий со снижением расхода теплоносителя и нарушением отвода тепла от первого контура. Эксперименты серии FFM [31] предназначались для вне реакторных исследований теплогидравлических процессов, вызванных частичной блокировкой проходного сечения ТВС (локальное кипение). В экспериментах, рассматриваемых для задач верификации, были проведены две серии исследований: с блокировкой сечения на входе и внутри 19-ти стержневой модельной сборки. В рассматриваемых сериях экспериментов варьировались величины тепловых потоков, расходы теплоносителя и площадь заблокированного сечения.

1.4.2 Экспериментальные данные для валидации моделей накопления и переноса продуктов деления

Для валидации моделей накопления продуктов деления анализировались два типа экспериментов: по исследованию уровня остаточного энерговыделения облученных образцов и «отжиговые» эксперименты для исследования конечного изотопного состава облученных образцов.

1.4.2.1 Описание экспериментов по энерговыделению РПД

В работе [32] представлены данные спектрометрических измерений энерговыделения РПД, выполненные на исследовательском реакторе YAYOI в Токийском университете при делении быстрыми нейтронами актиноидов ^{233}U , ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu и ^{232}Th , а также естественного урана. Образцы ^{235}U , ^{239}Pu массой 1,6 мг наносились гальваническим способом на титановую фольгу толщиной 0,1 мм и 18 мм в диаметре.

В импульсных тестах [33, 34] производились измерения с помощью β - и γ -спектрометрии остаточного энерговыделения ПД при делении образцов ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu массой от 1 до 10 мкг в исследовательском реакторе в лаборатории Oak Ridge (США). Измерения проводились в интервале времени от 2 до 14 000 с. после облучения. Обогащение образцов урана составляло 93,5%, а плутония – 99,9%.

В лаборатории LANL (США) в экспериментах [35] проведены калориметрические измерения остаточного энерговыделения РПД при делении пленок ^{235}U и ^{239}Pu , облучавшихся в потоке тепловых нейтронов в течение 2×10^4 с. Время выдержки изменялось от 20 до 10^5 с.

В работе [36] приведены данные по спектрометрическим измерениям остаточного энерговыделения при делении ^{235}U , ^{239}Pu и ^{238}U в импульсном режиме, проведенным в университете Массачусетса Лоуэлле. Для времени выдержки после облучения примерно от 0,2 до 40 000 с изотопы ^{235}U и ^{239}Pu облучались тепловыми нейтронами, а ^{238}U – быстрыми нейтронами от исследовательского реактора

В работе [37] приведены данные по калориметрическим измерениям остаточного энерговыделения при делении ^{235}U , облучавшегося тепловыми нейтронами в течение 200 с, проведенным в Карлсруэ (Германия). Время выдержки после облучения менялось от 15 до 4000 с

В работе [38] приведены данные по спектрометрическим измерениям остаточного энерговыделения при делении ^{235}U в импульсном режиме для времени выдержки после облучения примерно от 10 до 10 000 с, проведенные в Уппсальском университете в Швеции.

1.4.2.2 Описание тестов по изучению изменения нуклидного состава

В работе [39] приведены данные по эксперименты по облучению смешанного оксидного топлива в исследовательском реакторе JOYO (Япония) с его последующим высокотемпературным отжигом. Исследовавшийся твэл Q476 содержал топливо состава $(\text{Pu}_{0,2}\text{U}_{0,8})\text{O}_2$ и облучался в течение четырех микрокампаний (суммарное время облучения 265 эффективных суток).

В работе [40] приведены данные по анализу изменений нуклидного состава оксидного топлива при облучении с использованием малоразмерных образцов-свидетелей в виде капиллярных стальных трубок диаметром ~1 мм, заполненных соответствующими оксидами методом виброуплотнения на реакторе БН-350. Эксперименты проводились с образцами: урана-235, Pu-239 и смешанного уран-плутониевого топлива на основе энергетического плутония ВВЭР.

1.4.2.3 Тесты для валидации моделей транспорта продуктов деления

Для валидации модели переноса продуктов деления в контуре РУ использовались экспериментальные данные, полученные на реакторных и вне реакторных экспериментах. Подробное описание экспериментальных установок в рамках разработки и валидации модуля TRAS-FP, в дальнейшем интегрированного в разрабатываемый программный комплекс, представлено в работе [41]. Для валидации на реакторных экспериментах рассматривались данные, полученные на РУ БН-600, подготовленные АО «ОКБМ Африкантова».

1.4.3 Экспериментальные данные для валидации моделей плавления и разрушения активной зоны

Для валидации моделей плавления и разрушения активной зоны анализировались эксперименты, в которых наблюдались процессы плавления и перемещения расплавленных компонентов в активной зоне реактора.

В экспериментах серии R на реакторе TREAT, выполненных в Аргонской национальной лаборатории (США), на участке U-образного контура циркуляции моделировалось поведение твэлов в условиях аварии типа ULOF со снижением расхода теплоносителя через а.з. На участке подъемного течения натриевого теплоносителя, моделирующего а.з. быстрого реактора, устанавливались 1 и 7-стержневые сборки [46], [47], [48], [49].

В экспериментах на исследовательском реакторе CABRI (Кадараш центр, Франция) исследовались процессы разрушения топливных стержней. В работе [50], представлены результаты исследования разрушения сборки из 3-х стержней при снижении расхода теплоносителя через сборку (авария типа ULOF).

В экспериментах на реакторе SCARABEE (Франция) исследовались процессы проплавления чехла ТВС при разрушении твэлов [115] в условиях блокировки проходного сечения ТВС или снижения расхода теплоносителя.

На основе анализа базы экспериментальных данных разработана матрица верификации. Её фрагменты представлены в разделе 3.

1.5 Обзор и анализ существующих программных средств, используемых для расчетного анализа РУ с натриевым теплоносителем на момент разработки СОКРАТ-БН

Как было сказано в предыдущих разделах, задача разработки программного комплекса для РУ БН стартовала в 2010 году в рамках федеральной целевой программы. Одним из основных направлений программы было обеспечение современными расчетными средствами для проектирования и обоснования безопасности натриевых реакторов. На момент начала работы существовало определенное количество российских программ, моделирующих как отдельные явления, так и небольшую совокупность процессов, но не позволяющих моделировать все наиболее важные для безопасности явления. Соответственно, для комплексного анализа безопасности необходимо было разработать такую программу. Как показывает практика, создание новой программы и, тем более, программного комплекса, может занимать 10 и более лет. Но такие сроки являлись критичными для конструкторов и проектантов РУ БН: для продления сроков эксплуатации РУ БН-600 (2010), запуска РУ БН-800 (2015), разработки новых проектов, потребовались современные программные средства в короткие сроки. При этом программы должны быть не только разработаны, но также валидированы и аттестованы в надзорных органах. В этом случае наиболее разумным подходом стало разделение направлений разработки: создание нового программного комплекса за счет адаптации имеющихся программных решений и разработка кода нового поколения с использованием современных математических моделей и приближений более высокого порядка (трехмерные задачи, моделирование из первых принципов и т.д.). По первому пути началась разработка программы СОКРАТ-БН, которому посвящена данная научная работа, по второму пути пошло развитие кода ЕВКЛИД [112].

Перед началом исследования для формирования актуальных направлений разработки и существующей базы программ была рассмотрена база данных действующих аттестационных паспортов, размещенная на портале НТЦ ЯРБ [42]. На начало разработки программы в базе данных находилась информация об 15 аттестованных программах, которые по объекту моделирования относились к натриевым реакторам. Большинство из этих программ были предназначены для расчета нейтронно-физических характеристик. Для задач моделирования теплогидравлических процессов аттестованными являлись программы TANDEM, BURAN, MIF-2. Программа MIF-2 (ГНЦ РФ ФЭИ) была аттестована только для стационарных процессов. Программы TANDEM и BURAN (ОКБМ Африкантова) были ограничены либо по режимам работы РУ, либо по перечню

моделируемых физических процессов. Таким образом, было однозначно определено направление разработки – создание мультифизического программного комплекса. Стоит отметить, что создание программного комплекса требует определенного компромисса между выбором модельных приближений и скорости счета. Например, большинство таких комплексов используют одномерное приближение для описания течения теплоносителя или точечные модели нейтронной кинетики. Поэтому, для понимания общих подходов к созданию интегральных кодов были изучены еще и не аттестованные программы, но использующие мультифизичный подход к моделированию РУ БН.

Наиболее известными программами в области моделирования реакторов с натриевым теплоносителем, которые можно квалифицировать как интегральные коды, являются SIMMER-III/IV [43] (тяжелые аварии с разрушением активной зоны – CDA) и SAS-4A [44] (проектные и запроектные аварии) и программа COREMELT [45]. Коды SIMMER и SAS создавались в рамках международного сотрудничества, код COREMELT разработан в ГНЦ РФ ФЭИ. Область применения программ охватывает проектные и запроектные аварии на РУ БН. Но в части моделирования тяжелой стадии спецификации программ различаются. Под стадиями тяжелой аварии понимается следующее условное разделение:

- начальная стадия, длящаяся от исходного события до начала плавления единичных ТВС;

- переходная фаза, сопровождающаяся распространением области плавления на большую часть активной зоны, а также возможным перемещением расплава в верхнюю и нижнюю камеры смешения;

- стадия расширения, возникающая при развитии процессов высокоэнергетического взаимодействия расплава топлива и теплоносителя и характеризующаяся высоким выходом механической энергии;

- стадия длительного удержания: длительное удержание и стабилизация расплава в корпусе реактора в отсутствие условий для реализации стадии расширения.

Ниже рассмотрим краткие характеристики для каждой из рассматриваемой программы.

1.5.1 Краткие характеристики кода SAS4a/SASSYS-1

Код SAS4a/SASSYS-1 является результатом объединения двух программ SAS и SASSYS-1 и предназначен для моделирования проектных и запроектных аварий, включая переходную фазу тяжелой аварии с кипением теплоносителя и повреждением топлива. По структуре в коде выделены следующие модели: теплогидравлическая, разрушения активной зоны, расчета остаточного энерговыделения, нейтронно-физические.

Теплогидравлическая модель включает в себя расчет температур теплоносителя, топлива, оболочки и конструкционных элементов, расчет расхода теплоносителя и давления в контуре. Для моделирования активной зоны используется канальное приближение: активная зона представлена либо одним представительным каналом, либо рядом параллельных каналов, моделирующих характерные области активной зоны. При этом мультиканальное приближение используется только для однофазного теплоносителя. Канал включает в себя модель твэла, оболочки ТВС и ее проточную часть. Течение теплоносителя рассматривается в одномерном приближении, распределение поля температур в двумерной r-z геометрии. Оборудование первого, второго контуров и парогенератор моделирует отдельный теплогидравлический модуль также в одномерном приближении. В него также включены модели газовой полости, насосов, воздушного теплообменника и система управления.

Для расчета мощности реактора используется модель точечной кинетики и модель расчета остаточного энерговыделения. Модель точечной кинетики включает расчет коэффициентов реактивности по температуре и топливу. Модель остаточного энерговыделения основана на стандартах ANS: используется экспоненциальная зависимость от спада мощности для 4-х делящихся изотопов, включающая 23 компоненты.

При расчете топливных элементов кроме задачи теплопроводности, решаются задачи термомеханики и деградации (плавления). Расчет термомеханического поведения твэлов разделяется на стационарный и переходный (нестационарный). При расчете используется феноменологический подход – учитывается вклад характерных процессов, протекающих в топливе и оболочке. Стационарный расчет выполняется для определения характеристик облученного топлива на момент начала аварии. При стационарном расчете учитывается следующая феноменология: распухание топлива за счет роста пористости при испарении и конденсации и образование газовых продуктов деления, реструктуризация топливных зерен, растрескивание топлива, радиационное распухание оболочки, упругие и пластические деформации. При нестационарном расчете учитываются только упругопластические деформации и изменение давления за счет образования газовых продуктов деления.

При моделировании процессов деградации топлива учитываются образование расплавленной области внутри топливного сердечника, плавление и перемещение расплавленной оболочки, перемещение расплава внутри разрушенной сборки.

Для валидации программы использовался широкий набор аналитических тестов и экспериментальных данных. Для валидации теплогидравлики использовались данные,

полученные на реакторах EBR-II и PHENIX. Для валидации явлений характерных для тяжелой аварии использовались данные экспериментов CABRI [49] в условиях аварии с вводом положительной реактивности (например, эксперимент AI3), в которых наблюдались явления, связанные с термомеханикой твэла, плавлением топлива и оболочки в условиях резкого роста мощности. Для валидации кода в условиях аварии LOF (нарушение отвода тепла от активной зоны) использовались данные, полученные на реакторе TREAT [50].

1.5.2 Краткие характеристики кода SIMMER-III/IV

Семейство кодов SIMMER-III/IV (в дальнейшем интегральный код SIMMER) разработано в кооперации институтов разных стран. Разработка SIMMER была начата в конце 1980-х годов в Японском институте развития ядерного цикла (JNC) первоначально в сотрудничестве с Аргонской национальной лабораторией (LANL, США) в рамках соглашения с Комиссией по ядерному регулированию США (USNRC).

Область применения кода охватывает анализ начальной и переходной фаз аварии с разрушением активной зоны. По отношению к коду SAS4A/SASSYS-1, код SIMMER охватывает процессы дальнейшего роста области повреждения в объеме активной зоны, перемещение расплава в верхнюю и нижнюю камеры и возможные высокоэнергетические процессы при взаимодействии топлива и теплоносителя. С учетом сложности и неравномерности процесса деградации, в коде используются многомерные модели. Например, SIMMER-III позволяет моделировать указанные процессы в 2D геометрии, а код SIMMER-IV расширен на модели в 3D геометрии. В состав кода входят три основные модели: теплогидравлическая, структурная и нейтронно-физическая модель.

Теплогидравлическая модель кода SIMMER включает в себя классические уравнения сохранения импульса, энергии и массы с использованием трех полей скоростей: для жидкой и газообразной фазы теплоносителя и расплавленных компонентов активной зоны. В зависимости от решаемой задачи возможно использование одно, двух или трехмерного приближения (рассматривается как декартова, так и цилиндрическая система координат).

При решении уравнений сохранения используется алгоритм разделения по времени: обмен импульсом и тепломассоперенос между компонентами внутри расчетной ячейки решается отдельно от переноса между ячейками.

Обмена массой и энергией в ячейках в модели межфазных взаимодействий рассматривается для 7-ми компонентов потока (жидкое топливо, сталь, натрий, частицы топлива, стали и контрольных стержней; парожидкостной смеси) и 3-х структурных элементов (твэл, левая и правая части чехла ТВС).

При расчете тепломассобмена внутри ячейки учитываются: геометрия канала, перенос тепла и массы при разрушении элементов активной зоны, различные режимы течения, источники тепла, фазовые переходы (замерзание и плавление, испарение и конденсация), а также перенос тепла теплопроводностью между ячейками. Для замыкания системы уравнений используются теплофизические свойства и функции уравнения состояния для теплоносителя и материалов активной зоны.

Под структурной моделью понимается модель поведения ТВЭЛов и чехлов ТВС в условиях аварии. Чехлы ТВС моделируются двумя тепловыми структурами на левой и правой границах гидравлической ячейки. На поверхности тепловой структуры ТВС моделируется замерзание топлива и конденсация теплоносителя. Через поверхности ТВС моделируется радиальный теплообмен между ячейками. Модель ТВЭЛ позволяет моделировать перенос тепла в топливе, выход газовых продуктов деления и плавление в центральной части топливной таблетки

Для моделирования разрушения элементов активной зоны используются тепловые критерии (разрушение по достижению температуры плавления) и упрощенный механический критерий.

В коде SIMMER-III/IV используется пространственная нейтронно-физическая модель, с улучшенным квазистатическим методом, для которого пространственная функция распределения потока нейтронов аппроксимируется Sn методом дискретных ординат.

Код имеет также широкую валидационную базу. Для валидации процессов деградации использовались данные экспериментов EAGLE [113] – плавление ТВЭЛов, THINA [114] – высокоэнергетическое взаимодействие топлива и теплоноситель, SCARABEE BF2 [115] – распространение расплава в боковом направлении и разрушение чехлов ТВС.

1.5.3 Краткие характеристики кода COREMELT

Код COREMELT разработан в ГНЦ РФ ФЭИ и предназначен для анализа тяжелых аварий на РУ БН. Код COREMELT, так же как и код SIMMER охватывает начальную и переходную стадию аварии. Для описания активной зоны и основного оборудования реактора используется цилиндрическая геометрия. Расчетная область ограничивается только первым контуром, без описания газового объема.

Код имеет две основные модели: теплогидравлическую (r-z) геометрия и нейтронно-физическую.

Теплогидравлическая модель объединяет описание явлений, как в натриевом теплоносителе, так и процессы плавления и замерзания компонентов расплава активной

зоны. Уравнения сохранения энергии, массы и импульса записаны для четырех компонентов (4-х скоростная модель): жидкий натрий, пар натрия, жидкая сталь, жидкое топливо. Также теплогидравлическая модель охватывает стадию расширения в части моделирования высокоэнергетического взаимодействия топлива с теплоносителем.

При описании целого топливного стержня решается нестационарное уравнение теплопроводности в цилиндрических координатах.

Код COREMELT имеет две опции расчета нейтронно-физических параметров: 3-х мерную диффузионную модель, 2-х мерную транспортную модель пространственно-временной кинетики в квазистатическом приближении.

Валидация кода выполнялась по двум направлениям: для нейтронной физики использовались данные полученные на подкритическом стенде БФС (ГНЦ РФ ФЭИ) и по данным реакторных экспериментов на РУ БН-800, для модуля теплогидравлики использовались данные вне реакторных экспериментов, описанных в предыдущей разделе, а также данные с реактор TREAT. Для валидации тяжелоаварийной части использовалась кросс-верификация с кодом SIMMER.

В таблице 1.2 приведено обобщение по результатам анализа моделей и подходов по рассмотренным интегральным кодам.

Таблица 1.2 – Обобщенные результаты анализа моделей

Явления	SIMMER-III/IV	SAS4a/SASSYS-1	COREMELT
Изменение мощности реактора	пространственная квазистатическая модель	точечная модель (возможно подключение 3D модели для 5-й версии)	3D диффузия, r-z кинетика
Остаточное энерговыделение	табличное	экспоненциальная зависимость	табличное
Теплогидравлическая модель	1D-3D модели, 7-м компонентом потока	Канальное (1D) приближение	2D r-z модель в приближении пористого тела, 4 компонента по тока
Типы теплоносителей	натрий, вода, воздушный контур	Na, вода, воздушный контур	натрий
Теплоперенос в топливе	r-z геометрия	r-z геометрия	r-z геометрия
Термомеханика ТВЭЛОВ	Стационарная и нестационарная	Упрощенные критерии	нет
Разрушение топлива	ограничено стадией плавления ТВЭЛОВ	рассматривается образование бассейнов расплава	рассматривается образование бассейнов расплава
Взаимодействие топливо и теплоносителя (возможность паровых взрывов)	нет	есть	есть
Перенос продуктов деления	нет	нет	нет

1.6 Выводы к главе 1

В рамках проведенного анализа продемонстрировано отсутствие российских интегральных (мультифизических) кодов, которые позволили бы моделировать основные явления и процессы, важные с точки зрения протекания аварий в РУ БН, в рамках связанной задачи.

Анализ специфики установки РУ БН в части конструкции, параметров работы, характерных исходных событий и сценариев аварий, физических процессов, характеризующих переходные и аварийный сценарии, позволил определить основную специфику протекания потенциальных аварий. Показано, что рабочие теплофизические

параметры исключают такие опасные факторы как осушение реактора в случае возникновения течей. Но при этом следует уделить более глубокое внимание авариям с отказом средств воздействия на реактивность из-за угрозы разгона реактора на мгновенных нейтронах

Анализ экспериментальной базы показал, что существующая экспериментальная база позволяет валидировать программу по ключевым явлениям, важным для безопасности, как в отдельных, так и интегральных тестах. Но при этом стоит отметить, что большая часть экспериментов проведена достаточно давно и не отвечает полностью современным требованиям для валидации программ (например, отсутствуют данные по погрешностям измерений или недостаточно данных по условиям проведения экспериментов).

Анализ существующих интегральных кодов дал представление о существующих подходах по интеграции и выбору приближений для решения задачи моделирования аварий. Отдельно стоит отметить включение пространственных моделей нейтронно-физических процессов, т.к. точечные модели не учитывают пространственные эффекты при кипении теплоносителя и деградации активной зоны. К существенным ограничениям рассмотренных кодов является отсутствие моделей переноса продуктов деления. Также стоит отметить, ограниченную доступность зарубежных кодов на территории РФ, а для российского кода COREMELT отсутствие аттестационного паспорта.

Подводя общий итог: подтверждена актуальность разработки интегрального кода и определено направление исследования для решения задачи разработки.

2 Глава 2: Разработка программы

Разработка интегрального кода СОКРАТ-БН реализована методом интеграции существующих автономных программных модулей (отдельных программ) в единый исполняемый файл. Перед имплементацией отдельные программные модули, в соответствии с поставленными автором диссертации задачами, были доработаны их непосредственными разработчиками для моделирования процессов и явлений, характерных для режимов работы РУ БН. Для обеспечения совместной работы модулей в составе программного комплекса автором совместно с разработчиками были доработаны интерфейсы обмена, согласован порядок их вызова, а также список параметров, выдаваемых конечному пользователю для анализа.

При формировании конечной архитектуры кода были использованы разумные подходы по разделению долговременных и быстрых процессов, на основе анализа подходов, изложенных в коде SAS4A, было принято решение о структурном разделении кода на два блока:

- стационарный, моделирующий процессы на временах топливных кампаний, с характерными временами порядка – год, месяц;
- нестационарный, моделирующий быстро протекающие переходные и аварийные процессы, характерными временами от долей секунды до суток.

Для нестационарного блока были разработаны интерфейсы для передачи данных к внешним программам для расчета радиационной обстановки за пределами контура РУ и в окружающей среде.

При разработке нестационарного блока в качестве прототипа использовалась архитектура кода СОКРАТ/В1 [51].

В данной главе приведена общая характеристика разработанного программного комплекса, а также краткие характеристики каждого из модулей.

2.1 Общая характеристика программы

Разработанный программный комплекс СОКРАТ-БН предназначен для численного моделирования тепло-гидравлических, нейтронно-физических, термомеханических процессов, изменения нуклидного состава топлива и переноса, вышедших из негерметичных и разрушенных твэлов, радионуклидов в реакторных установках (РУ) на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в режимах нарушения нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях с разрушением активной зоны.

Код СОКРАТ-БН относится к средствам для инженерных расчетов и обеспечивает проведение расчетов, следующих осредненных по заданному объему и сечению параметров:

- температура, расход, давление и фазовый состав теплоносителя;
- температура конструкционных материалов, топлива и оболочки твэлов;
- мощность РУ;
- распределение энерговыделения в активной зоне (на основе двумерного нейтронно-физического расчета в диффузионном приближении);
- напряжение, деформации и смещения в топливных таблетках и оболочках твэлов в области размещения топливных таблеток;
- нуклидный состав и количество ПД, наработанных к моменту начала аварийного процесса;
- удельная активность радионуклидов в натриевом теплоносителе первого контура и в газовой полости реактора;
- временной интервал от начала аварии до момента плавления оболочки твэлов.

При включении интерфейса обмена данными, совместно с кодом НОСТРАДАМУС проводится расчет таких параметров, как:

- объемная плотность активности радионуклидов в воздухе и плотность выпадений на поверхность от выбросов в атмосферу;
- дозы внутреннего и внешнего облучения населения с учетом разных путей облучения.

В состав программного комплекса интегрированы следующие модули:

SOFAR-TH – модуль канальной (одномерной) теплогидравлики.

TRANS-FP – модуль расчета переноса радиоактивных продуктов деления и активированных продуктов коррозии в первом контуре и газовой системе РУ БН.

QUASIK – модуль нейтронной кинетики в точечном приближении.

РТОП-БНО – модуль для определения геометрических и термомеханических параметров твэла в режимах нормальной эксплуатации.

ТВЭЛ-БН – модуль для расчета напряжений и деформаций оболочек твэлов в условиях нарушения нормальной эксплуатации и аварийных режимах.

SYNTES – модуль предназначен для проведения нейтронно-физических расчетов активной зоны реактора БН в условиях аварий с кипением теплоносителя и деградации активной зоны.

БОНУС-БН – модуль предназначен для экспресс оценки изменения нуклидного состава топлива в стационарных и аварийных режимах.

MELT-BN – модуль предназначен для моделирования процессов плавления оболочек ТВЭЛ, топлива и чехла ТВС, формирования блокировок проходного сечения в межТВЭльном пространстве, перемещения расплава в границах активной зоны, выхода ПД из расплава топлива.

Для замыкания задачи по оценке радиационных последствий тяжелых аварий, в состав кода включен интерфейс для организации передачи исходных данных по источнику ПД:

- в код КУПОЛ для расчета распространения ПД в помещениях энергоблока;
- в код НОСТРАДАМУС для расчета распространения ПД в атмосфере и оценки доз для населения и загрязнения окружающей среды.

Общая структура взаимодействия программных модулей кода СОКРАТ-БН представлена на рисунке 2.1.

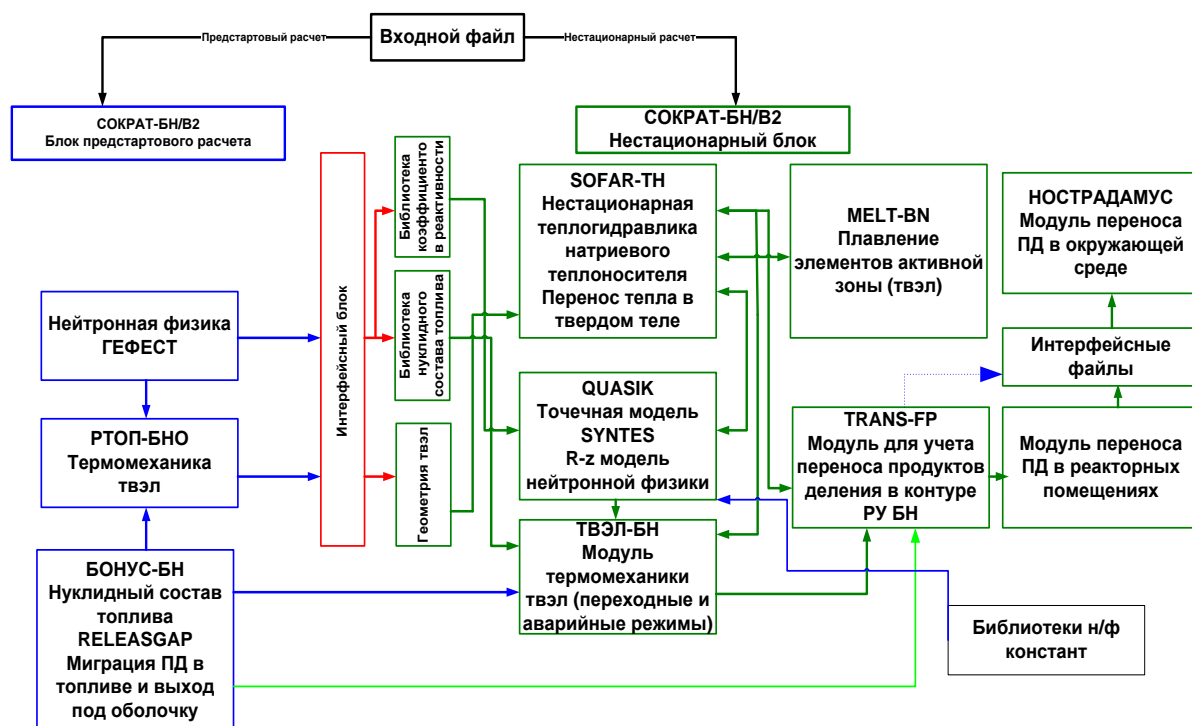


Рисунок 2.1 – Конфигурация интегрального кода СОКРАТ-БН

2.1.1 Программная реализация

Комплекс имеет блочную структуру (рисунки 2.2 и 2.3). Все блоки можно разделить на блоки первого и второго уровня. Все расчётные блоки (расчетные модули) относятся ко второму уровню и, таким образом, оказываются равноправными.

Проведение расчета полностью контролирует блок управления (БУ); все расчетные блоки (РБ) выполняют команды БУ. Управление осуществляется путем передачи команд, которые инициируют отдельные функции рабочих блоков. Расчетные блоки возвращают сообщение об исполнении или об ошибке, возникшей в ходе исполнения.

В последовательности действий БУ в ходе расчета можно выделить несколько этапов:

- расчет начальных данных;
- расчетный цикл;
- запись файлов рестарта;
- проверка и выдача сообщений об ошибках.

Управляющий блок посылает команды расчетным блокам и блоку системы управления посредством вызова специальных процедур. Каждой команде соответствует определенный набор формальных параметров. Интерфейс процедур, обеспечивающих выполнение команд блока управления, описывается в соответствующих модулях.

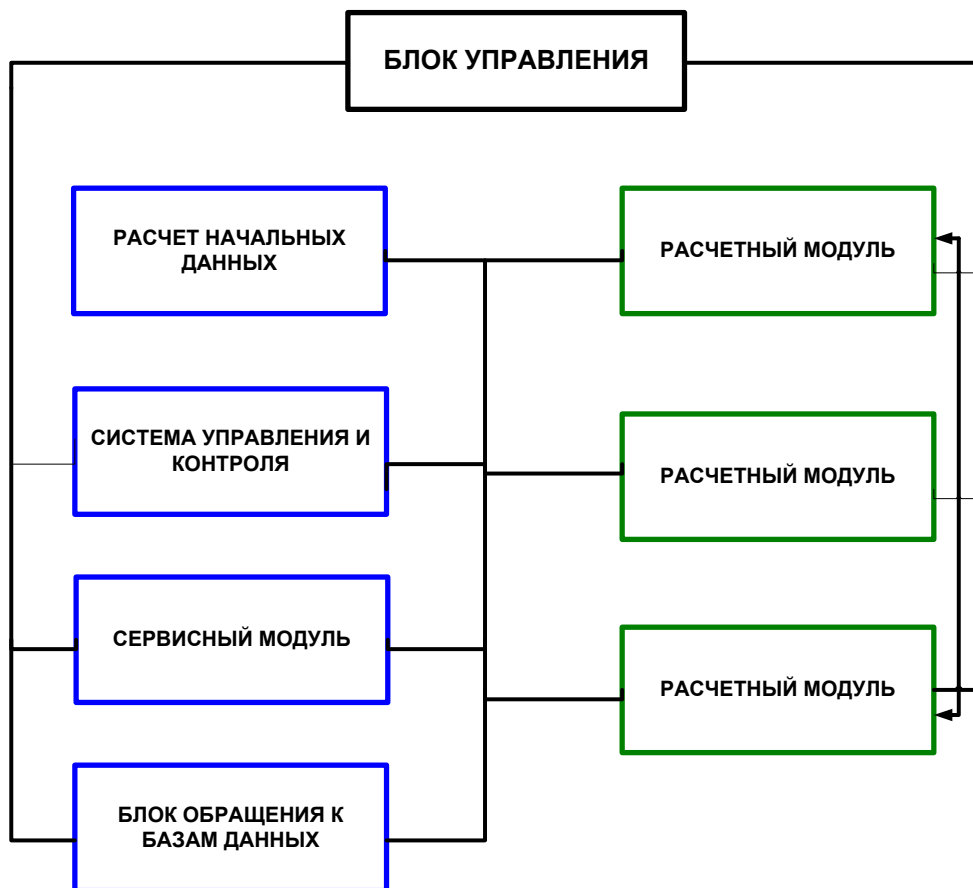


Рисунок 2.2 – Структурная схема кода СОКРАТ-БН

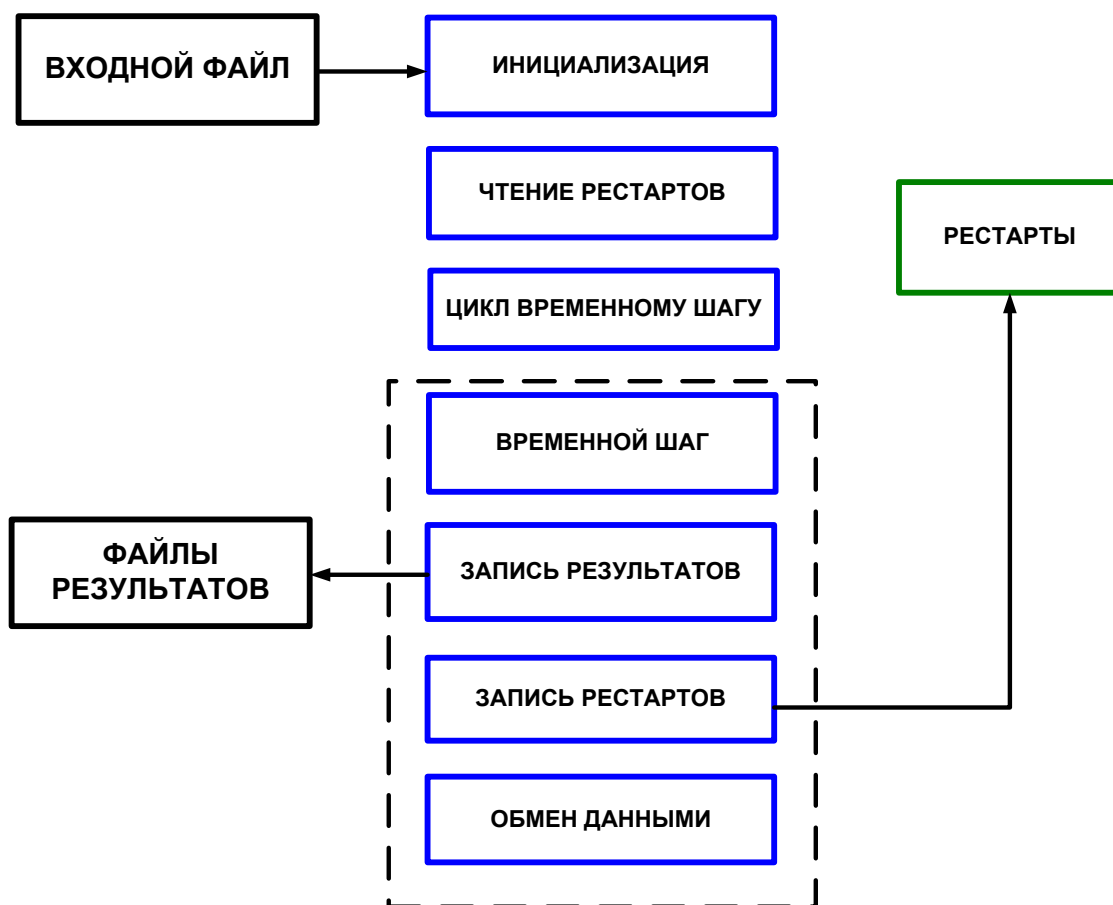


Рисунок 2.3 – Блок схема кода СОКРАТ-БН

Выбранная архитектура программного комплекса обеспечивает возможность его расширения за счет включения дополнительных модулей для моделирования различных физических явлений и процессов.

Блок управления предназначен для управления расчетными блоками. Управление осуществляется с помощью передачи команд (приказов) расчетным блокам.

Управляющий блок находится в библиотеке MASTER. Основные данные содержатся в модуле MASTER_DATA. Данные этого модуля формируются и изменяются только управляющим модулем. Для остальных модулей они открыты для чтения. В эти данные входят:

- настройки конфигурации программы;
- имена расчетных модулей (короткое и длинное);
- команды (имена и номера);
- настройки текущего расчета;
- имя задачи;
- директория данных;
- директория результатов;
- директория рестартов;
- директория опций;
- состояние текущего расчета;
- текущее время;
- номер рестарта.

Здесь же вводится тип данных REGISTER_DATA широко используемый для работы с данными из входного языка.

Модуль MASTER_DATA находится в поддиректории COMMON_DATA.

Кроме того, в этой директории находятся:

- описания интерфейсов библиотеки ввода данных ID_EXTERNAL;
- описание интерфейса управляющего модуля M_EXTERNAL;
- описание интерфейсов библиотеки контрольной системы CS_EXTERNAL;
- описание интерфейсов библиотеки данных DB_EXTERNAL.

Следует отметить, что такая же поддиректория COMMON_DATA входит в каждую из библиотек, составляющих программный комплекс СОКРАТ-БН.

Обмен данными между расчетными модулями

При работе СОКРАТ-БН расчетные модули обмениваются данными попарно (рисунок 2.4).

Передача данных между расчетными модулями происходит по командам БУ в две стадии.

По команде SEND_EXCHANGE_DATA расчетные блоки помещают данные, предназначенные для других блоков в соответствующие обменные модули.

По команде RECEIVE_EXCHANGE_DATA расчетные блоки получают данные из соответствующих обменных модулей.

При сопряженном теплогидравлическом и термомеханическом расчете из теплогидравлического модуля SOFAR-TH в термомеханический модуль ТВЭЛ-БН передаются температуры материалов, которые используются для расчета вклада термической деформации твэла и давления газовой среды под оболочкой твэла, для расчета механического нагружения. Обратное, после расчета полной деформации в модуль теплогидравлики передаются обновленные геометрические размеры твэла, которые используются для решения тепловой задачи в твэле и расчета теплообмена с теплоносителем.

При сопряженном расчете нейтронно-физического модуля и теплогидравлического модуля осуществляется передача температуры и относительной массы материалов в ячейках в нейтронно-физический модуль. Обратное передаются значения относительной мощности в ячейках активной зоны.

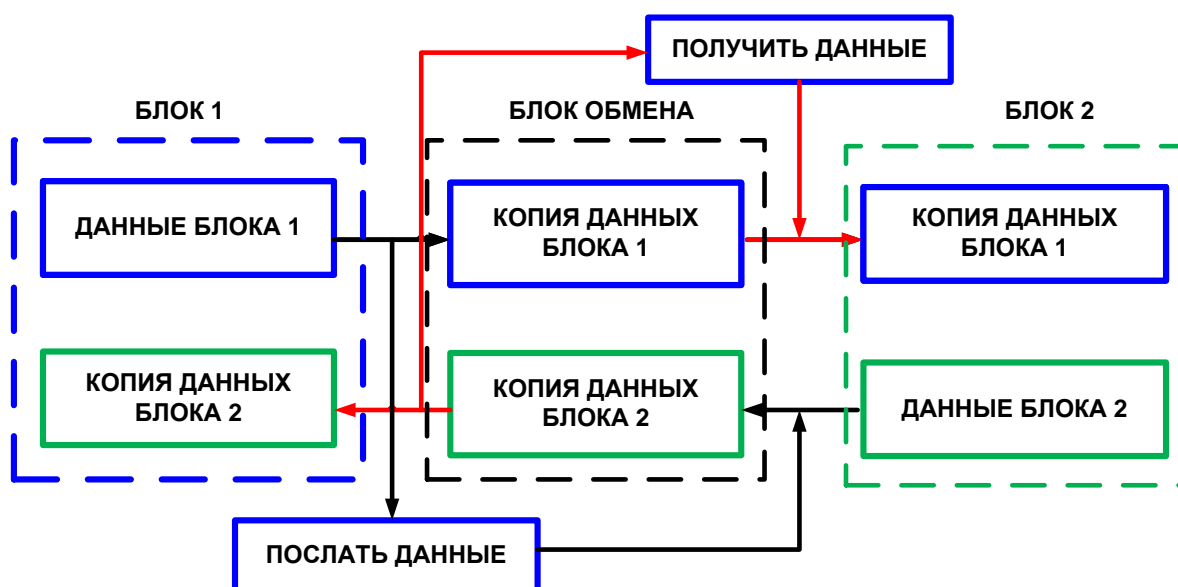


Рисунок 2.4 – Блок схема обмена данными в СОКРАТ-БН

2.2 Краткие характеристики отдельных программных модулей

2.2.1 Описание теплогидравлического модуля SOFAR-TH

При выборе приближений для модуля теплогидравлики учитывалось его применение в составе интегрального кода. Таким образом, для обеспечения баланса точности и быстродействия разумным выбором стало использование канальных или одномерных приближений. Поэтому, в качестве прототипа был использован двухжидкостной неравновесный теплогидравлический модуль кода СОКРАТ/В1 [51], предназначенный для моделирования тяжелых аварий на РУ ВВЭР. Одним из преимуществ такого подхода заключалось в том, что имплементированные свойства воды, водяного пара и неконденсирующихся газов в прототипном модуле позволяли реализовать модели ПГ со стороны третьего контура и, после модернизации, модель газового объема над поверхностью натрия.

Для разработки численных моделей реакторного оборудования, заключающиеся в реализации наборов стандартных моделей элементов теплогидравлических систем (канал, камера, насос, клапан, и др.), а также моделей систем автоматического регулирования (датчик, триггер, преобразователь, и др.) также использовались подходы, реализованные в теплогидравлическом модуле кода СОКРАТ/В1.

В выбранной за основу теплогидравлической модели течение теплоносителя описывается в двухжидкостном (двухкомпонентном) гидравлическом приближении, основными свойствами которого являются:

- двухфазность, многокомпонентность. Теплоноситель может находиться в двух состояниях: жидком и газообразном. Каждая фаза может включать несколько компонент: жидкая - натрий и ПД, газовая – натриевый пар и неконденсируемые газы;
- гетерогенность, скоростная и температурная неравновесность. Каждая фаза имеет свои: объем, скорость и температуру;
- межфазные взаимодействия, тепломассообмен, трение зависящие от режима течения;
- теплообмен со стенкой, зависящий от режима течения (конвекция, пузырьковое кипение, кризис теплообмена, дисперсные режимы кипения, закризисное кипение);
- источники массы и энергии.

Теплоперенос в тепловыделяющих элементах и других конструктивных элементах систем может моделироваться по выбору пользователя, как в одномерном, так и в двумерном приближениях.

Двухжидкостное приближение [52] для моделирования кипения в каналах широко используется вследствие простоты реализации и соответствия расчетов и опытов. Адаптация модуля под задачи моделирования процессов в РУ БН.

Работы по адаптации модуля выполнялись совместно в лаборатории № 61 под руководством автора диссертации и сотрудниками лаборатории реакторных установок под руководством Э.В. Усова. Ценные консультации по обеспечению устойчивой и стабильной работы модуля были получены от С.Е. Якуша и Д.Ю. Томащика. Отдельную благодарность автор выражает А. Л. Фокину за поддержку программной реализации кода.

На первом этапе была выполнена реализация замыкающих соотношений для натрия, внедрены свойства теплоносителя и модернизирована численная схема, реализованных уравнений сохранения. Подробное описание основных уравнений, их численная аппроксимация и замыкающие соотношения, которые используются для моделирования парожидкостных потоков натрия в теплогидравлическом модуле интегрального кода СОКРАТ-БН представлено в диссертации Э.В. Усова [53], также подробное описание модели приведено в [54]. Ниже приведена краткая информация для понимания общей структуры модуля

Система уравнений, описывающих теплогидравлику двухфазной среды теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН, представляет собой систему шести дифференциальных уравнений в частных производных с алгебраическими замыкающими соотношениями. Для численного решения в качестве основных независимых переменных выбраны следующие величины: α , P , h_g , h_f , V_g , V_f . При наличии в системе некоторого числа неконденсируемых газов N_g в качестве дополнительных независимых переменных используются их массовые доли X_i , $i=1, \dots, N_g$, и набор независимых переменных приобретает вид α , P , h_g , h_f , V_g , V_f , X_1, \dots, X_{N_g} .

Далее кратко представлены основные уравнения сохранения.

Уравнения неразрывности:

$$\frac{\partial}{\partial t}(\alpha \rho_n) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial z} (A \alpha \rho_n V_n) = \Gamma_n \quad (2.1)$$

Здесь индекс n соответствует g -газовой или f -жидкой фазе, α – объемная доля газовой фазы, $\alpha_f = 1 - \alpha$ – объемная доля жидкой фазы, $\Gamma_g = -\Gamma_f$ – скорость фазового перехода (испарения).

Уравнение сохранение энергии представлено в виде:

$$\alpha\rho_n \frac{\partial h_g}{\partial t} + \alpha\rho_n V_g \frac{\partial h_g}{\partial z} - \alpha \frac{\partial P}{\partial t} - \alpha V_n \frac{\partial P}{\partial z} = \Gamma_g (h_{iv} - h_g) + \tau_{wn} V_n + Q_{in} + Q_{nn} + Q_{wn} + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial z} \left(A \alpha_n k_n \frac{\partial T}{\partial z} \right), \quad (2.2)$$

где член уравнения $\frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial z} \left(A \alpha_n k_n \frac{\partial T}{\partial z} \right)$ – записывается только для жидкой фазы и отвечает за аксиальную теплопроводность

В правых частях уравнений энергии фаз стоят источниковые члены, описывающие теплообмен каждой фазы с межфазной поверхностью (Q_{ig} и Q_{if}), прямой теплообмен между фазами при наличии неконденсируемых газов ($Q_{gf} = -Q_{fg}$), а также теплообмен фаз со стенкой канала (Q_{wg} и Q_{wf}). Последний член 2.2 представляет собой поток тепла за счет продольной теплопроводности.

Уравнение движения

$$\alpha\rho_n \frac{\partial V_n}{\partial t} + \alpha\rho_n V_n \frac{\partial V_g}{\partial z} + \alpha \frac{\partial P}{\partial z} = \Gamma_n (V_{in} - V_n) + \tau_{in} + \tau_{wn} + \tau_{ln} - \alpha\rho_n g \sin \theta \quad (2.3)$$

В правых частях уравнений импульса фаз стоят источниковые члены, описывающие трение между фазами на межфазной поверхности (τ_{ig} и τ_{if}), трение фаз на стенке канала (τ_{wg} и τ_{wf}), а также локальные сопротивления (τ_{lg} и τ_{lf}).

Уравнения неразрывности для неконденсируемых газов

Для моделирования газовой полости, а также для учета образования радиолитических газов, в коде присутствует учет неконденсируемых газов (водород, воздух, гелий, аргон, кислород, азот, ксенон). Соответственно, при наличии в системе N_g неконденсируемых газов для их относительных массовых концентраций X_i , $i=1, \dots, N_g$, записываются уравнения неразрывности

$$\frac{\partial}{\partial t} (\alpha\rho_g X_i) + \frac{1}{A} \frac{\partial}{\partial z} (A \alpha\rho_g V_g X_i) = 0 \quad (2.4)$$

При решении уравнений сохранения энергии и импульса выделяют однофазную и двухфазные области, для которых используются свои замыкающие соотношения. Для однофазного потока используются отдельные корреляции для ламинарного и турбулентного режимов, переход между которыми выполняется в области чисел Re 2000-4000 (в этой области используется линейная интерполяция между двумя режимами). Выбор корреляций для двухфазного потока базируется на карте режимов течения

двухфазного потока, в которой выделяются различные области кипения. Карта режимов течения выбрана с границами режимов близкими к используемым границам в коде SIMMER-III (рисунок 2.5). Приведенные границы режимов являются базовыми для всех моделей в двухфазной области, но для отдельных моделей может отличаться количество режимов за счет отсутствия переходной области.

Однофазная жидкость	Пузырьковый режим	Переходный режим	Дисперсно-кольцевой режим	Переходный режим	Дисперсный режим	Однофазный пар
$\alpha=0$	$0<\alpha\leq 0.3$	$0.3<\alpha\leq 0.7$	$0.7\leq\alpha\leq 0.999$	$0.999\leq\alpha<0.9999$	$0.9999\leq\alpha<1$	$\alpha=1$

Рисунок 2.5 – Карта режимов течения натрия в каналах

Непосредственно для реализации натриевой теплогидравлики были выбраны корреляции для следующих соотношений:

- межфазные взаимодействия: расчета площади межфазной поверхности [124], [125]; расчет коэффициента межфазного трения [9], [126], [127], [128], расчет коэффициентов теплоотдачи для межфазного теплообмена [129], [130];

- взаимодействие со стенками каналов: расчет коэффициентов трения [131], расчета коэффициентов теплообмена со стенкой жидкой фазы в однофазном режиме при вынужденном течении (используются корреляции [131], зависящие от геометрии канала – пучок стержней, круглая труба, кольцевой канал); расчет коэффициент теплоотдачи для жидкой фазы при естественной конвекции [132], расчет коэффициентов теплообмена со стенкой при кипении [133].

Для расчета теплофизических свойств на линии насыщения в коде СОКРАТ-БН используются аппроксимационные формулы, взятые из [123].

2.2.1.1 Усовершенствование интегрального кода под задачи реакторных расчетов

Реализованные на первом этапе и описанные в работе [53] модели натриевой теплогидравлики были успешно валидированы на экспериментах, как по отдельным явлениям, так и на части реакторных задач, без перехода в тяжелую стадию. Дальнейшая эксплуатация кода, в частности, применительно к проектным задачам и анализу тяжелых аварий, показала необходимость внедрения и усовершенствования отдельных моделей. В частности, при непосредственном участии и лично автором были имплементированы модели для описания насосов, регуляторов, датчиков и моделей для повышения

устойчивости расчета теплообмена в условиях кризиса теплоотдачи при расчете активной зоны РУ БН. В данном подразделе представлено описание дополнительных моделей.

2.2.1.1.1 Модели циркуляционных насосов

При моделировании принудительной циркуляции теплоносителя в реакторе обычно рассматриваются 3 основных подхода: модель навязанного расхода, напорно-расходные характеристики (НРХ) и задание четырех квадрантных характеристик. Недостатком первой модели является большие погрешности при моделировании работы насоса на выбеге и при переходе к режиму ЕЦ, для последней модели требуются расширенные характеристики насосного оборудования, которые не всегда есть в наличии. Таким образом, модель напорно-расходных характеристик является оптимальной: при ограниченном объеме исходных данных, модель качественно воспроизводит связь между сопротивлением по контуру циркуляции и расходом теплоносителя.

Стоит отметить, что особенностью ГЦН-1,2 РУ БН является близость напорно-расходной характеристики в окрестности рабочей точки к линейной зависимости, а также слабая зависимость НРХ от плотности перекачиваемой среды. Поэтому при моделировании переходных режимов можно использовать упрощенную модель ГЦН-1,2, в которой НРХ аппроксимируется квадратичной зависимостью с постоянными коэффициентами. Такая модель позволяет существенно упростить моделирование ГЦН-1,2 с достаточной для инженерных подходов точностью.

Для моделирования главных циркуляционных насосов в коде СОКРАТ-БН была внедрена НРХ модель насоса. В этой модели центробежный насос описывается уравнением:

$$K_t \frac{dQ}{dT} = -\Delta P - K_q |Q|Q + K_\omega \omega^2 \quad (2.5)$$

На рисунках 2.6-2.7 в качестве примера приведены расходно-напорные характеристики ГЦН-1, ГЦН-2 РУ БН, Коэффициенты K_q, K_ω уравнения описывающего модель насоса определяются из расходно-напорных характеристик ГЦН (рисунки 2.6-2.7).

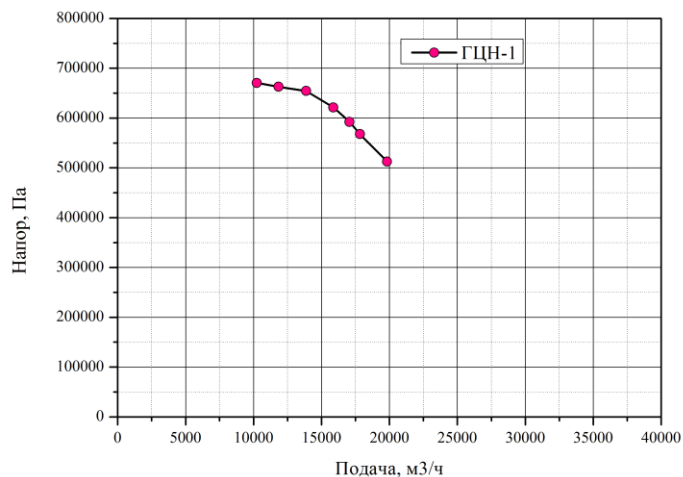


Рисунок 2.6 – Расходно-напорная характеристика ГЦН-1

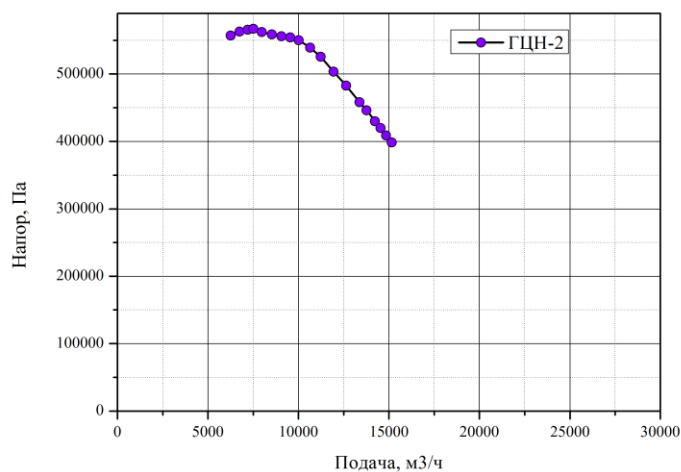


Рисунок 2.7 – Расходно-напорная характеристика ГЦН-2

В предположении, что в маневренных режимах расход через насос меняется медленно (при остановке - за счет выбега), и насос работает в квазистационарном режиме, производная по времени $dQ/dt = 0$, $dQ/dt = 0$. Определяются только коэффициенты $K_q K_Q$ и $K_\omega K_\omega$ при нулевых значениях напора и подачи. Экстраполируя НРХ до пересечения с осями абсцисс и ординат, определяем коэффициент $K_\omega K_\omega$ при нулевой подаче ($Q = 0$). Получаем, что $K_\omega = \Delta P K_\omega = \Delta P$. Затем, при нулевом напоре, определяем коэффициент $K_q = K_\omega / (|Q| K_Q) = K_\omega / (|Q| K_Q)$.

Кроме вышеописанных коэффициентов в упрощенной модели ГЦН так же необходимо задать коэффициент сопротивления остановленного ГЦН, номинальную скорость теплоносителя в сечении ГЦН, минимальную скорость вращения ГЦН, при которой происходит переход от уравнения к постоянному сопротивлению в ячейке. В таблице 2.1 приведены параметры, используемые в НРХ модели ГЦН кода СОКРАТ-БН для первого и второго контуров.

Таблица 2.1 – Параметры ГЦН

	K_t	K_q	K_ω	$K_{sistopped}$	V_{fnom}	<i>Min_AngularVelocity</i>
ГЦН-1	1	10000	810000	60	6	0,001
ГЦН-2	1	14000	650000	50	5.8	0,001

2.2.1.1.2 Модель инерционного датчика

В реальных условиях в РУ БН при измерении отдельных параметров (мощности, температуры) их значение регистрируется с некоторым запаздыванием, характеризующим инерционностью каналов измерения. В частности, для термопар, устанавливаемых в баке реактора, используются защитные чехлы, которые вносят инерционность за счет собственной теплоемкости и теплопроводности.

При разработке систем управления РУ инерционность учитывают за счет введения инерционного звена (рисунок 2.8)

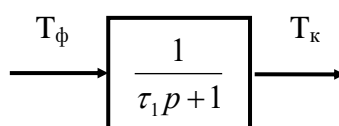


Рисунок 2.8 – Инерционное звено

В дифференциальной форме звено запаздывания записывается в следующей форме:

$$\frac{dT_\kappa}{dt} = \frac{T_\phi - T_\kappa}{\tau_1}, \quad (2.6)$$

где T_κ – значение параметра в канале измерения, T_ϕ – значение фактического параметра, τ_1 – постоянная времени звена запаздывания.

Алгоритм реализации инерционного звена

Построение алгоритма основано на замене реальной функции фактического параметра кусочно-ступенчатой функцией изменением на каждом расчетном шаге Δt (рисунок 2.9). Красная кривая соответствует изменению фактического параметра, зеленая кривая – значению параметра в канале измерения.

Тогда изменение фактического аргумента описывается:

$$T_{\phi} = \begin{cases} T_{\phi 0}, 0 \leq t < \Delta t / 2 \\ T_{\phi 1}, \Delta t / 2 \leq t \leq \Delta t \end{cases}$$

$$T_{\kappa} = \begin{cases} T_{\kappa 1/2} = T_{\kappa 0} + (T_{\phi 0} - T_{\kappa 0}) * (1 - \exp(-\Delta t / 2\tau)), t = \Delta t / 2 \\ T_{\kappa 1} = T_{\kappa 1/2} + (T_{\phi 1} - T_{\kappa 1/2}) * (1 - \exp(-\Delta t / 2\tau)), t = \Delta t \end{cases} \quad (2.7)$$

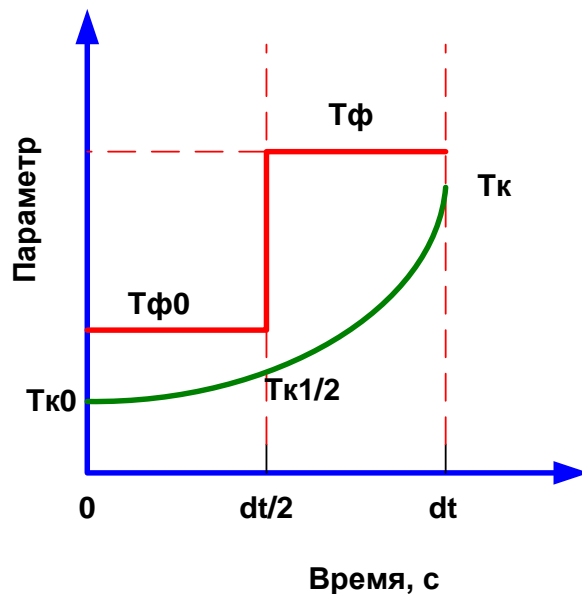


Рисунок 2.9 – Алгоритм изменения значений измеряемых параметров за один шаг

Для тестирования модели рассмотрена стандартная задача с U-образным манометром – рассматривается периодическое заполнение и осушение верхней ячейки модели манометра. Результаты тестирования со временами запаздывания равными 0,25; 0,1 и 0,01 представлены на рисунке 2.10. Фактическое значение паросодержания отображается синей кривой, на которую накладывается фиолетовая кривая со временем запаздывания 0,01 секунд (из-за этого базовую синюю кривую не видно). Зеленая кривая имеет время запаздывания 0,1 секунду. Красная кривая имеет наибольшее время запаздывания – 0,25 секунд. В целом продемонстрировано качественная работа инерционных датчиков

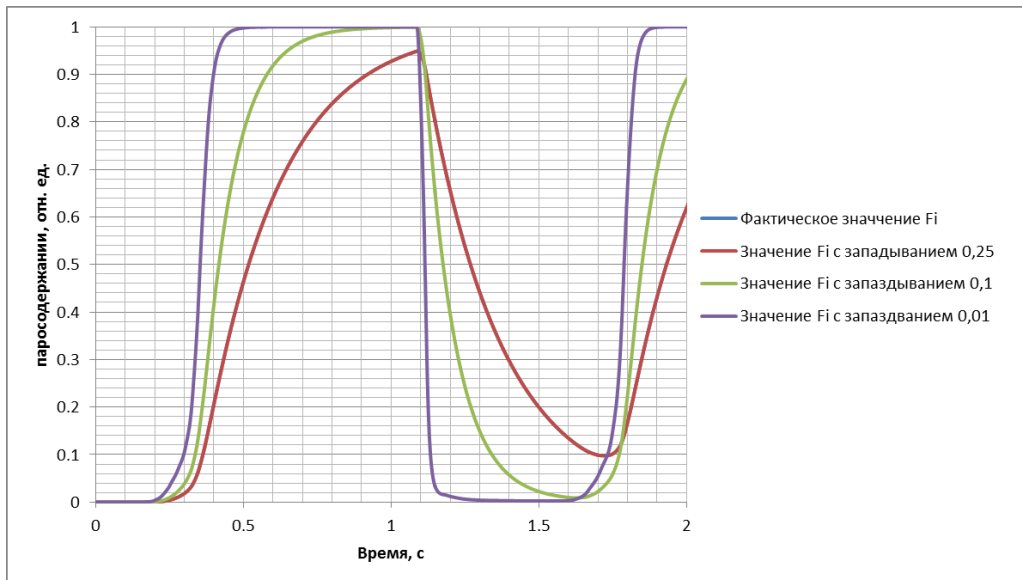


Рисунок 2.10 – Результаты тестирования инерционных датчиков с временами запаздывания 0,25; 0,1 и 0,01

2.2.1.1.3 Модели регуляторов

Для стабилизации параметров РУ при внесении возмущений в систему необходимо корректно моделировать управляющие воздействия, которые автоматически меняют параметры внешнего контура, для поддержания параметров контролируемой величины. К таким системам можно отнести систему поддержания заданной температуры натрия на выходе из ПГ второго контура или поддержания температуры натрия в контуре системы аварийного расхолаживания. Для исключения разбалансировки контролируемого параметра логика управления должна учитывать величину возмущения, инерционность изменения параметра и инерционность управляющего воздействия. Для моделирования таких систем в коде СОКРАТ-БН были реализованы специальные модели – регуляторы, в основе которых реализованы типовые звенья системы автоматического регулирования. В качестве примера ниже приведена универсальная модель регулятора расхода питательной воды в коде СОКРАТ-БН, реализованная на основе анализа алгоритмов, используемых в РУ БН-600, БН-800. Модель регулятора основывается на следующем уравнении:

$$MF_{ПВ}^{ТРЕБ} = k_5 (MF_{Na}^{ТЕКУЩЕЕ} / MF_{Na}^{НОМИНАЛ}) + \alpha + \beta + k_1 (T_{Na}^{ТЕКУЩЕЕ} - T_{Na}^{ТРЕБУЕМОЕ}), \quad (2.8)$$

где: k_5 - коэффициент усиления пропорционального звена; k_1 и k - коэффициенты усиления пропорционально – интегральной связи; α - интегральная функция изменения температуры теплоносителя на выходе из парогенератора, определяемая уравнением:

$$\frac{d\alpha}{dt} = k_2 (T_{Na}^{ТЕКУЩЕЕ} - T_{Na}^{ТРЕБУЕМОЕ}) \quad (2.9)$$

β - дифференциальная функция изменения температуры теплоносителя на выходе из парогенератора.

Для упрощения модели коэффициенты α и β были приравнены 0. Таким образом, модель регулятора сводится к упрощенному представлению:

$$MF_{ПВ}^{ГРЕБ} = k_5 (MF_{Na}^{ТЕКУЩЕЕ} / MF_{Na}^{НОМИНАЛ}) + k_1 (T_{Na}^{ТЕКУЩЕЕ} - T_{Na}^{ТРЕБУЕМОЕ}) \quad (2.10)$$

Значение расхода на новом шаге будет вычисляться по соотношению:

Значение расхода на следующем шаге программы вычислялось из уравнения:

$$MF_{ПВ}^{след.шаг} = MF_{ПВ}^{текущ.шаг} + t_{step} (dMF_{ПВ}^{текущ} / dt) \quad (2.11)$$

При этом на расход питательной воды накладываются следующие ограничения

$$MF_{ПВ}^{след.шаг} = \begin{cases} MF_{MAX}, & \text{если } MF_{ПВ} \geq MF_{max} \text{ и } \Delta MF_{ПВ} \geq 0 \\ MF_{min}, & \text{если } MF_{ПВ} \leq MF_{min} \text{ и } \Delta MF_{ПВ} \leq 0 \end{cases} \quad (2.12)$$

Значение $dMF_{ПВ}^{текущ} / dt$ находилось из следующего условия:

$$\frac{dMF_{ПВ}}{dt} = \begin{cases} k_4, & \text{если } \Delta MF_{ПВ} > 0 \\ -k_4, & \text{если } \Delta MF_{ПВ} < 0 \end{cases}, \quad (2.13)$$

где k_4 – скорость закрытия и открытия питательного клапана.

$\Delta MF_{ПВ}$ при этом равнялось:

$$\Delta MF_{ПВ} = MF_{ПВ}^{ГРЕБ} - MF_{ПВ}^{текущ.шаг}. \quad (2.14)$$

Задавалась зона нечувствительности регулятора ε :

$$\Delta MF_{ПВ} = \begin{cases} 0, & \text{если } |\Delta MF_{ПВ}| \leq \varepsilon \\ \Delta MF_{ПВ}, & \text{если } |\Delta MF_{ПВ}| > \varepsilon \end{cases}. \quad (2.15)$$

Указанные коэффициенты и уставки задаются пользователем для каждой моделируемой установки.

2.2.1.1.4 Модель критического теплового потока

В базовой модели кризис теплообмена возникает при высыхании жидкой пленки на стенке. Высыхание пленки начинается, когда истинное объемное паросодержание α в ячейке превышает граничное значение $\alpha_{dryout}=0,957$, а полное высыхание при $\alpha_{trans}=0,999$. Опыт расчета аварийных процессов на РУ БН с плавлением а.з. показал, что при движении расплавленной стали может возникать ситуация, когда температура жидкости в ячейке ниже температуры насыщения, т. е. объемного кипения не наблюдается, а температура стенки существенно выше температуры насыщения, в результате прихода расплавленной стали. В таких ситуациях ничем не ограниченный тепловой поток приводил к резкому разогреву и тепловому расширению натрия в ячейке, что в свою

очередь проводило к быстрому росту давления в данной ячейке. Для решения данной проблемы был введен расчет кризиса теплообмена при малых значениях паросодержания и высоких значениях температуры стенки.

Для определения условий наступления кризиса при попадании жидкости в горячий канал выполняется расчет критического теплового потока по двум корреляциям.

Корреляция Коттовского [55] разработана для расчета критического теплового потока при течении жидких щелочных металлов в круглых трубах и пучках стержней. Критический тепловой поток q_{CHF} , [Вт/м²], рассчитывается по формуле

$$q_{CHF} = A \cdot G^B \cdot (1 - 2 \cdot x_i) \cdot \left(\frac{L}{d_f}\right)^{-0,8} \cdot h_{fg}, \quad (2.16)$$

где G – удельный массовый расход теплоносителя, [кг/м²с]; L – длина нагревателя, [м]; d_f – гидравлический диаметр, [м]; h_{fg} – энтальпия фазового перехода, [Дж/кг], x_i – относительная энтальпия потока. Для круглых труб константы A и B равны 0,216 и 0,807 соответственно. Для пучков стержней с проволоочной навивкой $A=0,224$ и $B=0,766$.

Измеренные значения критического теплового потока для течения натрия в экспериментах Коттовского [55] варьировались в диапазоне от 1 до 7,4 МВт/м².

При кипении жидких щелочных металлов в большом объеме критический тепловой поток рассчитывается по модели Кириллова [131]

$$q_{CHF} = 3,12 \cdot 10^5 \cdot k_f^{0,6} \cdot \left(\frac{p}{p_{crit}}\right)^{\frac{1}{6}}, \quad (2.17)$$

где k_f – теплопроводность жидкой фазы, [Вт/м К]; p – давление [Па]; p_{crit} – критическое давление натрия [Па].

В модели, реализованной в коде СОКРАТ-БН, используется максимальное значение среди двух возможных.

Критический тепловой поток соответствует максимальному тепловому потоку со стенки на кривой кипения в пузырьковом режиме течения. Следовательно, в этой точке выполняется равенство:

$$q_{CHF} = h_{wf} \cdot (T_{crit} - T_s) = q_f + q_{rad}, \quad (2.18)$$

из которого можно вычислить критическую температуру стенки T_{crit} , выше которой теплообмен будет закризисным. Условием перехода в закризисный режим является выполнение неравенства

$$T_w > T_{crit}. \quad (2.19)$$

Аналогичная проверка выполняется и для переходного режима: между пузырьковым и закризисным теплообменом:

$$T_{min} > T_w > T_{crit}. \quad (2.20)$$

где значения T_{min} соответствует температуре, при которой происходит полное осушение поверхности.

Приведенная выше конфигурация теплогидравлических моделей позволяет проводить расчет состояния РУ в режимах нарушений нормальной эксплуатации, проектных авариях и запроектных авариях. В первых двух режимах работы РУ в основном реализуются режимы однофазного течения теплоносителя, ламинарное и турбулентное. Для адекватного моделирования этих режимов течения используются специальные корреляции для теплообмена и трения со стенкой (твэлы с навивкой, пучки стержней, гладкие и шероховатые трубы). Реализованы условия автоматической смены корреляций при переходе от турбулентного течения к ламинарному и обратно.

2.2.1.1.5 Газовая полость реактора

При моделировании газовой полости реактора граница бассейн расплава – газ представляет собой стратифицированную поверхность. С использованием текущей карты режимов (рисунок 2.5), зависящей только от истинного объемного паросодержания, вносится погрешность при определении межфазной поверхности и, соответственно, интенсивности межфазного массо- и теплообмена: при разной степени заполнения ячейки программа будет определять разное объемное паросодержание, что приведет к ошибочному в данном случае определению режима. Для решения данной задачи, в ячейках, для которых возможно нахождение уровня, было введено задание ключа stratification. При наличии данного ключа, в ячейке анализируются следующие параметры: объемное паросодержание $\alpha > 0$, но меньше 1, массовое содержание неконденсируемого газа $X_n \approx 1$, температура жидкости $T < T_{нас}$ (температура насыщения натрия при заданном давлении). При выполнении данных условий площадь межфазной поверхности рассчитывается по сечению канала.

2.2.2 Основные характеристики нейтронно-физических модулей

В программном комплексе СОКРАТ-БН реализовано два приближения для решения задачи переноса нейтронов: в точечном и в диффузионном для осесимметричной сетки. Модель точечной кинетики с достаточной точностью описывает изменение

нейтронной мощности реактора в режимах, в которых отсутствует кипение теплоносителя. Преимуществом модели точечной кинетики является быстрота счета.

Диффузионное приближение используется для моделирования режимов, в которых присутствуют значительные локальные эффекты реактивности, например, в условиях кипения теплоносителя и деградации активной зоны.

Для решения задачи расчета изменения нейтронной мощности точечном приближении в код СОКРАТ-БН был выбран модуль QUASIK, разработанный в лаборатории 74, под руководством Е. Ф. Селезнева.

Для решения задачи расчета изменения нейтронной мощности в код СОКРАТ-БН был выбран модуль SYNTES [57] также разработки лаборатории 74.

Автором, совместно с сотрудником лаборатории 74 А.А. Беловым, была выполнена непосредственная интеграция данных модулей в состав программного комплекса.

Ниже приведены краткие характеристики каждого программного модуля.

2.2.2.1 Описание модуля точечной кинетики QUASIK

При работе реактора неизбежны изменения его технологических параметров, таких как температура, расходы теплоносителя, уровень мощности, положение стержней СУЗ в а.з., состав топлива и т.п., ведущих к изменению характеристик среды а.з., что служит причиной изменения реактивности реактора. Для анализа поведения реактора в любых режимах работы, от режимов нормальной эксплуатации до аварийных, необходимо уметь оценивать изменения реактивности реактора как интегрального параметра, который характеризует его поведение при изменении его технологических параметров. Сами технологические параметры тесно связаны друг с другом: вариация одного из них приводит к изменениям других параметров. Например, при снижении расхода теплоносителя начинают расти температуры в реакторе, и суммарный эффект реактивности в этом случае определится двумя эффектами: изменениями плотности нейтронного потока за счет снижения плотности теплоносителя в результате разогрева и эффектом Доплера, также связанного с увеличением температуры топлива. Эффекты реактивности, возникающие при изменении того или иного технологического параметра, характеризуют коэффициентами реактивности, которые определяются как приращение реактивности, отнесенное к изменению технологического параметра. Фактически коэффициенты реактивности — это первые производные от реактивности по изменениям конкретных параметров. Коэффициент реактивности для данного параметра обычно слабо зависит от других параметров реактора.

Для анализа кинетики реактора большинство исследователей прибегает к приближению точечной кинетики в его различных формах. По степени сложности можно их ранжировать так: точечная кинетика с использованием коэффициентов реактивностей, адиабатическое приближение (без учета эволюции предшественников запаздывающих нейтронов) и улучшенное квазистатическое приближение.

Точечная кинетика дает хорошую точность для интегральной мощности реактора. Дополняя ее распределением поля нейтронов из решения пространственного стационарного уравнения переноса нейтронов, получаем квазистатическое приближение. Такое сочетание позволяет относительно быстро получить распределение энерговыделения в активной зоне реактора и правильно провести учет пространственных эффектов.

В коде СОКРАТ-БН интегрирована традиционная шести групповая модель точечной кинетики с использованием коэффициентов реактивности.

Приближение решения кинетики с помощью точечной модели, не позволяет видеть пространственные эффекты изменения поля нейтронов во времени, но обеспечивает достаточную точность получения интегральной мощности. В модуле QUASIK решается уравнение точечной кинетики в простейшем виде для относительной мощности (амплитуды):

$$\begin{aligned} \frac{dW(t)}{dt} &= \frac{\rho - \beta}{\Lambda} W(t) + \sum_j \lambda_j C_j(t); \\ \frac{dC_j(t)}{dt} &= \frac{\beta_j W(t)}{\Lambda} - \lambda_j C_j(t), \\ \beta &= \sum_{j=1}^6 \beta_j \end{aligned} \quad (2.21)$$

где ρ – реактивность реактора; Λ – время жизни мгновенных нейтронов; W – относительная мощность (амплитуда); C_j – концентрация предшественников запаздывающих нейтронов; λ_j , β_j – постоянная распада (s^{-1}) и доля j -й группы запаздывающих нейтронов.

Реактивность в реакторе для модели точечной кинетики, представляется суммой из следующих компонент:

$$\rho(t) = \rho_{\text{топл}}(t) + \rho_{\text{сталь}}(t) + \rho_{\text{менл}}(t) + \rho_{\text{аз}}(t), \quad (2.22)$$

где $\rho_{\text{топл}}(t)$ – коэффициент реактивности по топливу; $\rho_{\text{сталь}}(t)$ – коэффициент реактивности по конструкционным материалам; $\rho_{\text{тепл}}(t)$ – коэффициент реактивности теплоносителю; $\rho_{\text{аз}}(t)$ – реактивность за счет органов регулирования (СУЗ).

Расчет $\rho_{\text{топл}}(t)$ проходит на основе коэффициентов реактивности:

– $\alpha_{аксТС}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения топлива по температуре стали оболочки (K^{-1});

– $\alpha_{аксТТ}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения топлива по температуре топлива (K^{-1});

– $\alpha_{аксНТЗВ}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения диоксида урана НТЗВ (K^{-1});

– $\alpha_{аксВТЗВ}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения диоксида урана ВТЗВ (K^{-1});

– $\alpha_{аксБЗВ}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения диоксида урана БЗВ (K^{-1});

– $\alpha_{допТ}$ – доплеровский коэффициент реактивности по топливу в активной зоне (K^{-1});

– $\alpha_{допНТЗВ}$ – доплеровский коэффициент реактивности по топливу в НТЗВ (K^{-1});

– $\alpha_{допВТЗВ}$ – доплеровский коэффициент реактивности по топливу в ВТЗВ (K^{-1});

– $\alpha_{допБЗВ}$ – доплеровский коэффициент реактивности по топливу в БЗВ (K^{-1});

– Расчет $\rho_{сталь}(t)$ проходит на основе коэффициентов реактивности:

– $\alpha_{аксТС}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения стали активной зоны (K^{-1});

– $\alpha_{аксТС}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения стали НТЗВ (K^{-1});

– $\alpha_{аксТС}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения стали ВТЗВ (K^{-1});

– $\alpha_{аксТС}$ – коэффициент реактивности аксиального расширения стали БЗВ (K^{-1});

– $\alpha_{допНТЗВ}$ – доплеровский коэффициент реактивности по стали в активной зоне (K^{-1});

– $\alpha_{допНТЗВ}$ – доплеровский коэффициент реактивности по стали в БЗВ (K^{-1});

Расчет $\rho_{тепл}(t)$ проходит на основе коэффициентов реактивности:

– $\alpha_{аксТС}$ – натриевый плотностной коэффициент по температуре натрия на входе в активную зону (K^{-1});

– $\alpha_{аксТС}$ – натриевый плотностной коэффициент по подогреву натрия в активной зоне (K^{-1});

– $\alpha_{аксТС}$ – коэффициент радиального расширения активной зоны по напорной камере (K^{-1});

Расчет $\rho_{сюз}(t)$ проходит на основе известных значений эффективности стержней и групп стержней СУЗ с учетом их градуировочных кривых.

Все коэффициенты реактивности и эффективности стержней СУЗ являются исходными данными для программы и вводятся во входном файле.

Для корректного расчета коэффициентов реактивности в программе был реализован алгоритм усреднения температур, для каналов и тепловых элементов, моделирующих активную зону.

2.2.2.1.1 Интеграция модуля QUASIK

Для интеграции модуля в код СОКРАТ-БН автором реализован следующий алгоритм:

1. время вызова модуля устанавливает пользователь из входного файла за 30-40 секунд до начала аварийного режима, но после достижения стационарных значений по плотности и температуре теплоносителя, топлива. Это необходимо, чтобы получить стационарное решение до начала возмущений по температуре;

2. в нестационарном режиме на каждом шаге реализована процедура усреднения и передачи из теплогидравлического модуля в модуль QUASIK температуры топлива и теплоносителя для указанных пользователем диапазонов ячеек (для каналов активной зоны, напорной камеры и верхней камеры смешения).

3. модуль QUASIK с учетом полученных параметров, рассчитывает изменение реактивности и, с полученным возмущением, получает изменение относительной мощности;

4. полученное относительное значение мощности умножается на номинальную мощность реактора и возвращается для решения тепловой задачи теплогидравлическим модулем;

5. при срабатывании аварийной защиты и снижении мощности ниже 7%, решение уравнения точечной кинетики останавливается, и расчет мощности переключается на кривую остаточного тепловыделения.

6. для учета локальных изменений мощности реактора, в результате возмущения поля нейтронов при перемещении отдельных стержней СУЗ, для каждого канала введена возможность корректировки мощности в зависимости от положения стержня. Эффективность стержня задается пользователем и может быть получена из прецизионных нейтронно-физических программ.

2.2.2.1.2 Модель регулятора нейтронной мощности

Для модели точечной кинетики положение стержней СУЗ определяется алгоритмами, задаваемыми пользователями. Для задания алгоритмов независимого перемещения разных групп стержней (аварийной защиты, компенсации выгорания и

автоматического регулирования) была усовершенствована стандартная система управления кода СОКРАТ-БН. Система управления позволяет контролировать скорость перемещения стержней, остановку в нижнем и верхнем положении, направления перемещения, задавать уставку для работы стержней автоматического регулирования, срабатывания аварийной защиты для останова РУ.

Непосредственная эффективность стержней СУЗ для РУ БН в зависимости от положения в активной зоне рассчитываются с использованием 3-х мерных нейтронно-физических программ, и задается как исходные данные при расчете. Для расчета изменения эффективности стержней в модели СОКРАТ-БН была реализована функция $\rho_{\text{стержня}}(x)$, которую может задавать пользователь через входной файл. Алгоритм определения коэффициентов полинома следующий:

Кривая эффективности стержней интерполируется полиномом 4-й степени. Например, для регулирующего стержня БН-1200 был получен следующий полином:

$$y = 0,8421x^4 + 0,4255x^3 - 2,1803x^2 - 0,089x + 1,0004$$

Соответственно во входном файле подставляем параметр:

$$\text{ArgFitFunc} = 1,0004,0,089,2,1803,0,4255,0,8421.$$

Логика системы управления

Упрощенная математическая модель регулятора нейтронной мощности предназначена для описания работы регулятора в режиме поддержания реактора на заданном уровне мощности. Регулируемым параметром является уровень нейтронной мощности. Управляющим сигналом является относительное отклонение измеренной (ионизационными камерами) мощности N от заданной $N_{\text{зад}}$:

$$\Delta N = \frac{N_{\text{зад}} - N}{N_{\text{зад}}}. \quad (2.23)$$

Регулятор включается лишь после того, как управляющий сигнал превысит допустимое значение (рисунок 2.11).

Скорость перемещения стержней в зависимости от значения управляющего сигнала определяется по формуле:

$$\frac{dz_{PC}}{d\tau} = \begin{cases} +V_{PC}, & \text{если } \Delta N > \varepsilon \text{ (движение стержней вверх)} \\ 0, & \text{если } |\Delta N| \leq \varepsilon \\ -V_{PC}, & \text{если } \Delta N < -\varepsilon \text{ (движение стержней вниз)} \end{cases}. \quad (2.24)$$

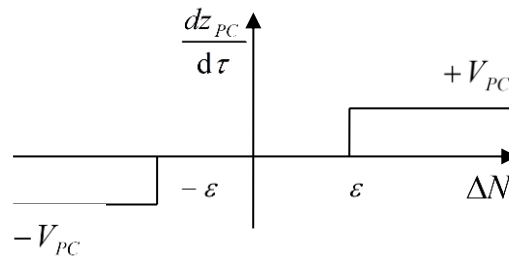


Рисунок 2.11– Зона нечувствительности регулятора

Если значение управляющего сигнала ΔN превышает значение верхней границы зоны нечувствительности регулятора ε , то скорость перемещения стержней $\frac{dz_{PC}}{d\tau}$ определяется значением $+V_{PC}$.

Если значение управляющего сигнала ΔN меньше значения нижней границы зоны нечувствительности регулятора $-\varepsilon$, то скорость перемещения стержней $\frac{dz_{PC}}{d\tau}$ определяется значением $-V_{PC}$.

Если значение управляющего сигнала ΔN находится в границах зоны нечувствительности регулятора $\Delta N \leq \varepsilon$, то скорость перемещения $\frac{dz_{PC}}{d\tau}$ стержней равна нулю.

Расстояние dz_{PC} , на которое перемещаются стержни РС за время $d\tau$, определяется по формуле:

$$dz_{PC} = \frac{dz_{PC}}{d\tau} \cdot d\tau, \quad (2.25)$$

где: $\frac{dz_{PC}}{d\tau}$ - скорость перемещения стержней.

Значение перемещения стержней РС должно ограничиваться верхним и нижним рабочими положениями стержней.

Величина реактивности, которая вводится при перемещении стержней РС на расстояние dz_{PC} , определяется по формуле:

$$d\rho_{PC} = k(dz_{PC}) \cdot dz_{PC}, \quad (2.26)$$

где: $k(dz_{PC})$ - физический вес стержня.

2.2.2.2 Диффузионная модель

Диффузионная модель используется для условий тяжелых аварий с кипением теплоносителя и существенным формоизменением активной зоны для учета локальных эффектов реактивности. Она позволяет проводить нейтронно-физические расчеты реактора в диффузионном приближении, в двухмерной геометрии, в стационарном состоянии и не стационарном состояниях, с учетом работы органов регулирования. В основе модели лежит решение прямой задачи в двумерной геометрии в диффузионном многогрупповом приближении (используется 26 групп). Нейтронно-физическая задача решается методом итерационного синтеза на разрывных функциях (ИРС). Реализованная в модуле нестационарная задача решается в квазистатическом приближении.

Подготовка макроконстант проводится с помощью системы подготовки констант CONSYST/БНАБ-93 [56]. Более подробное описание модели в работе [57]. Модель рассчитывает Кэф, плотность потоков нейтронов, распределение энерговыделения и изменение мощности в модели активной зоны. Модель реализована в программном модуле SYNTES.

2.2.2.2.1 Алгоритм сопряженного расчета с модулем SYNTES

При работе модуля SYNTES в составе кода СОКРАТ-БН выходными параметрами являются следующие данные:

- 1) распределение относительного энерговыделения для набора ТВС, составляющих модель активной зоны;
- 2) изменения мощности модели активной зоны.

Входными данными для модуля SYNTES служат:

- 1) геометрические параметры R-Z модели;
- 2) параметры кинетики модели активной зоны;
- 3) первоначальное материальное наполнение модели активной зоны;
- 4) величина шага по времени;
- 5) изменение материального наполнения модели и температуры наборов материалов.

При выполнении сопряженных расчетов, для модуля SYNTES используется собственный входной файл, в котором задаются параметры расчетной его расчетной сетки (размеры и количество аксиальных и радиальных ячеек), материальный состав в каждой расчетной ячейки, начальное положение, количество и характеристики органов регулирования. Для обеспечения обмена данными, был реализован алгоритм задания

взаимного соответствия между расчетными сетками теплогидравлического и тяжелоаварийного модулями через входной файл кода СОКРАТ-БН.

В процессе расчета геометрия сетки в нейтронно-физической модели остается неизменной. Также остаются постоянными по времени параметры кинетики (доля запаздывающих нейтронов и время жизни мгновенных нейтронов). При этом отслеживается изменение материального состава. Методика составных зон, реализованная в модуле SYNTES, позволяет отслеживать материальный состав каждого типа сборки, попавшего в конкретную радиальную зону. К примеру, если радиальный слой содержит два типа ТВС разного топливного состава (12+12), два регулирующих стержня и четыре компенсирующих стержня. Для каждого из этих четырех типов сборок хранится и отслеживается свой набор материалов и свой набор температур. Макроконстанты приготавливаются для четырех видов сборок и затем «замешиваются» с учетом их кратности, перемещения материалов и положения стержней СУЗ. Полученные таким образом сечения используются в решении задачи нейтронной физики. В сборке отслеживается повысотная температура топлива, конструкционного материала, теплоносителя и поглотителя, которые передаются из других модулей СОКРАТ-БН.

Как уже было указано выше, модуль SYNTES выдает остальным модулям кода СОКРАТ-БН относительное распределение энерговыделения и изменение мощности модели активной зоны, которое пересчитывается в абсолютное значение, путем умножения на начальное заданное значение. Абсолютное распределение энерговыделения и материальных составов служат входными данными для решения тепловой задачи и расчета перемещения материалов. Полученные температуры и изменения материального состава возвращаются как входные данные в модуль SYNTES. Отметим, что в силу того, что модули кода СОКРАТ-БН и модуль SYNTES оперируют разными материальными составами (в модуле SYNTES используются различные изотопы, в остальных модулях усредненный состав по топливу и стальным оболочкам), в модуль SYNTES передается относительное изменение материального состава. Например, при уходе из ячейки 10 граммов топлива при начальной массе 1 кг, в модуле SYNTES поступит информация об изменении 0,01 топливной композиции, которая пропорционально распределится между актиноидами, входящими в состав топлива и кислородом, входящим в состав диоксида.

Подготовка макросечений при помощи CONSYST проводится на каждом шаге по времени. Величина шага в модуле SYNTES следует за величиной шага по теплогидравлике. Их соотношение выбирается опытным путем и устанавливается пользователем во входном файле. Как правило, до начала кипения шаг по времени в

модуле SYNTES много больше шага по времени в теплогидравлике. После начала кипения шаги по времени уменьшаются.

Реализованный алгоритм выполнения сопряженного расчета с подключением нейтронно-физического модуля представлен на рисунке 2.12. В модуль SYNTES передаются данные о материальном составе и температуре материалов, полученных на этапе теплогидравлического расчета и расчет перемещения топлива. Из модуля SYNTES возвращается поячеечное поле относительного энерговыделения, на базе которого решается тепловая задача.

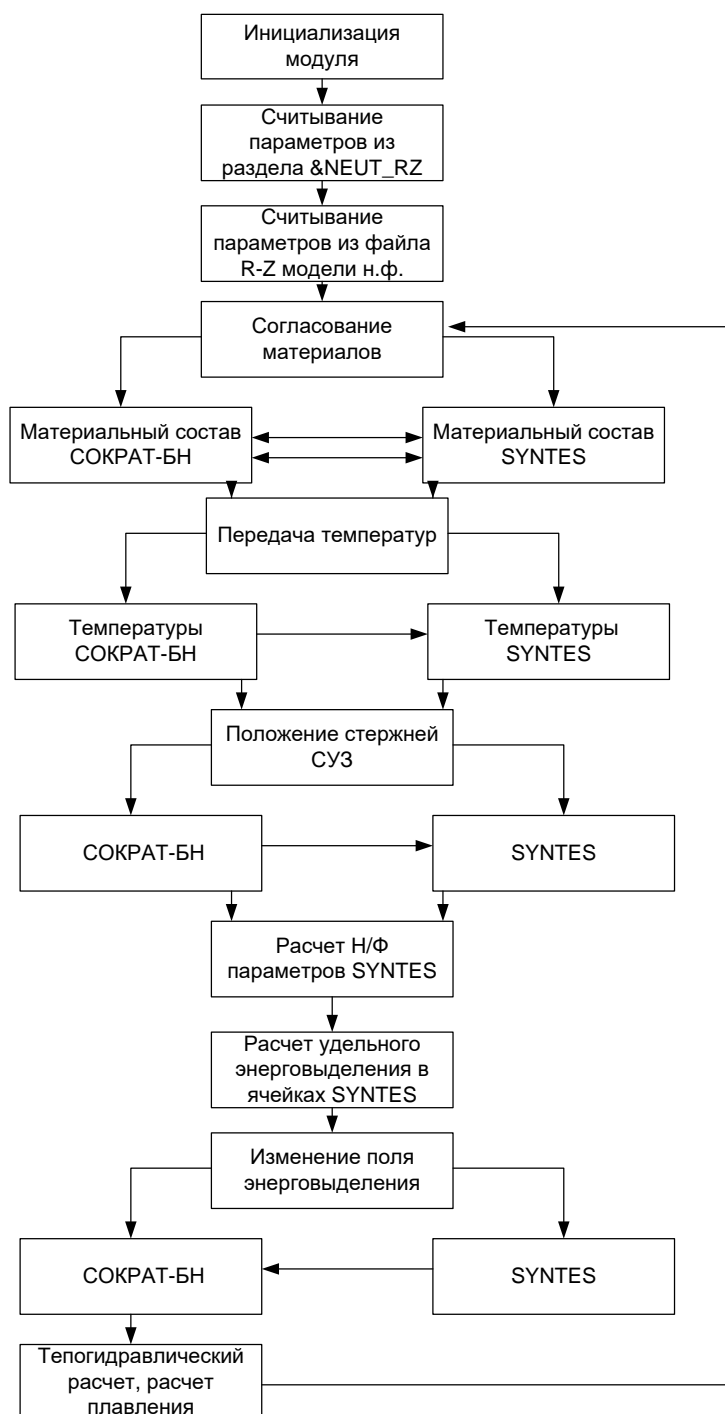


Рисунок 2.12 – Структура проекта NEUT_RZ для модуля SYNTES

2.2.2.2.2 Учет пространственных эффектов реактивности

Квазистатический метод, реализованный в диффузионной модели SYNTES, подразумевает разделение по процессам решения задачи изменения мощности: последовательно решаются стационарные задачи распределения поля нейтронов на пространственной сетке, из решения пространственной задачи определяется эффективный коэффициент размножения K_{eff} , определяется изменение $\Delta\rho$ реактивности по изменению K_{eff} между двумя стационарными решениями, полученное значение $\Delta\rho$ используется в решении уравнения точечной кинетики для получения амплитуды изменения мощности. Т.к. расчетная сетка модуля SYNTES остается неизменной, то при стандартном подходе, невозможно учесть эффекты, связанные с пространственным расширением активной зоны. Для решения этой задачи было реализовано решение с использованием коэффициентов, полученных для модели точечной кинетики, задаваемых через входной набор, например:

– $K_{RO} =$

– 1 Коэффициент радиального расширения активной зоны по напорной камере

– $-1.6098E-10$,

– 2 Натриевый плотностной коэффициент по подогреву натрия в активной зоне

– $-3.5743E-7$.

Для определения подогрева задаются имена элементов теплогидравлической сетки, в которых определяются температуры на входе в активную зону.

Таким образом, итоговое изменение реактивности определяется как:

$$\Delta\rho = \frac{K_{eff2} - K_{eff1}}{K_{eff1}} + \Delta\rho_{radexp} + \Delta\rho_{Na},$$

где $\Delta\rho_{radexp}$ - реактивность за счет расширения активной зоны по напорной камере, $\Delta\rho_{Na}$ - реактивность за счет подогрева натрия в активной зоне, K_{eff2} – коэффициент размножения с текущего шага, K_{eff1} – коэффициент размножения с предыдущего шага.

2.2.3 Основные характеристики термомеханического модуля

В рамках анализа безопасности РУ топливная матрица и оболочка твэла рассматриваются как первичные барьеры на пути распространения РПД. Кроме того, в процессе нормальной эксплуатации при длительном облучении происходят изменения физических и геометрических свойств топлива и оболочки (изменение теплопроводности с выгоранием, уменьшение зазора между топливом оболочкой, необратимые деформации оболочки) которые непосредственно влияют на процессы теплообмена в активной зоне.

Для учета процессов, связанных с поведением топлива, в код СОКРАТ-БН были имплементированы две модели, реализованные в программных модулях РТОП-БНО и ТВЭЛ-БН.

2.2.3.1 Описание модуля РТОП-БНО

Модуль РТОП-БНО интегрирован в стационарный блок программного комплекса СОКРАТ-БН и может запускаться отдельно от нестационарного блока. По требованиям, сформированным автором диссертации, модуль был адаптирован для условий работы топлива РУ БН специалистами ГНЦ РФ ТРИНИТИ с учетом опыта разработки кода РТОП-СА [58-59]. Данные по адаптации кода под задачи моделирования топлива быстрых реакторов приведено в работе [60].

В составе стационарного блока кода СОКРАТ модель РТОП-БНО в стационарных условиях нормальной эксплуатации выполняет:

- расчет распределения температуры по радиусу и высоте твэла;
- расчет теплообмена твэла с теплоносителем;
- расчет выхода из топлива газовых продуктов деления и микроструктурных изменений топлива;
- расчет механического поведения топлива и оболочки (учитываются упругие и пластические деформации, включая ползучесть оболочки твэла, а также деформации, обусловленные тепловым расширением и радиационным распуханием материалов).

При расчете теплового поведения твэла учитываются:

- зависимость теплопроводности топлива от температуры, выгорания, распухания и стехиометрического состава UO_{2+x} ;
- зависимость теплоемкости топлива от температуры;
- изменение величины зазора топливо-оболочка вследствие теплового расширения, спекания и распухания топлива, растрескивания топливных таблеток, упругих и пластических деформаций в топливе и оболочке, теплового расширения и радиационного распухания оболочки.
- зависимость теплопроводности зазора топливо-оболочка от давления, температуры, состава газовой смеси;
- изменение температуры теплоносителя по высоте твэла и в области контакта с оболочкой.

При описании механического поведения топлива и оболочки в части термоупругих деформаций используется приближение независимых смещений по радиальной и аксиальной координате (1,5 мерное приближение).

Рассматриваемые процессы имеют характерное время протекания порядка топливной микрокампании (300-500 суток) и шаг расчета несколько суток.

2.2.3.1.1 Организация работы модуля в составе кода СОКРАТ-БН

Модуль позволяет проводить расчеты для разных типов ТВЭЛОВ, формируя набор данных для нестационарного блока. Для этого для заданного ТВЭЛА из файла с расширением .csv загружаются данные истории тепловой нагрузки, скорости наработки стабильных газов и накопления повреждающей дозы в оболочке, определяется количество расчетных зон по высоте ТВЭЛА. Входной файл с расширением *.csv создается нейтронно-физическим кодом, соединенным с программой СОКРАТ-БН, либо может быть получен пользователем из сторонних программ и приведен к требуемому формату. На конечном этапе производится чтение констант из файла с расширением *.inp. После этого модуль РТОП-БНО инициализирует внешний интерпретатор и загружает файл с базой данных материалов. В дальнейшем в нестационарных расчетах используются материалы, упомянутые во входном файле кода с расширением *.inp.

2.2.3.2 Описание модуля ТВЭЛ-БН

Модуль ТВЭЛ-БН интегрирован в нестационарный блок программного комплекса СОКРАТ-БН и предназначен для моделирования более быстрых процессов формоизменения ТВЭЛОВ в процессе аварии и решает задачу расчета термомеханического состояния оболочек ТВЭЛОВ для оценки возможности разгерметизации ТВЭЛОВ и оценки количества вышедших ПД в теплоноситель в режимах нарушения нормальной эксплуатации и при авариях. Термомеханический модуль ТВЭЛ-БН создан на базе механического блока кода РТОП-БНО, дополненного подпрограммами, необходимыми для моделирования аварийных условий: моделей пластических деформаций оболочки, критериев разрушения, источника активности продуктов деления в первом контуре. Кроме того, он подключается к базам данных теплофизических свойств и термомеханических UO_2 -топлива и оболочки из стали ЧС-68 х.д и ЭК-164. Модель использует в качестве исходных данных состояния топлива и оболочки, рассчитанных модулем РТОП-БНО.

Аварийный модуль рассчитывает процессы с характерными временами, не превышающими суток, и работает с шагом 0,01- 0,1 секунда.

2.2.3.2.1 Организация работы модуля в составе кода СОКРАТ-БН

Автором диссертации совместно с сотрудником ГНЦ РФ ТРИНИТИ В.Г. Зборовским были согласованы и реализованы в составе кода СОКРАТ-БН интерфейсные модули для организации обмена данными между модулем термомеханики и другими

модулями программного комплекса, а также структура подготовки данных для расчета во входном файле, которые включают следующие алгоритмы:

- для решения тепловой задачи теплогидравлическому модулю кода СОКРАТ-БН передаются теплофизические свойства UO_2 -топлива (консервативно полагается, что при использовании МОХ топлива с содержанием PuO_2 15-20% теплофизические свойства принимаются как для диоксида урана) и стальной оболочки, а также состав газа под оболочкой;

- модуль ТВЭЛ-БН считывает данные по формоизменению твэла и микроструктуре топлива, рассчитываемые автономным модулем РТОП-БНО на момент начала аварии;

- для расчета механической задачи модулю ТВЭЛ-БН передается температурное поле, рассчитываемое теплогидравлическим модулем;

- деформации топлива и оболочки, рассчитываемые модулем ТВЭЛ-БН (в частности, изменение внешнего радиуса оболочки), учитываются при решении теплогидравлической задачи теплогидравлическим модулем SOFAR-ТН;

- при достижении условий разрушения оболочки твэла модуль ТВЭЛ-БН выставляет флаг реализации условия «разгерметизация твэла» и источник активности нуклидов передает данные для моделирования переноса ПД в 1-м контуре.

Для непосредственного выполнения нестационарных расчетов реализован алгоритм, включающие следующие шаги:

1. в качестве исходных данных из модуля РТОП-БНО передаются только приращения размеров за счет необратимых деформаций, которые добавляются к номинальным размерам твэла для ТВЭЛ-БН;

2. запускается расчет из «холодного» состояния твэлов для выхода на рабочие температуры и выдерживаются до получения стационарного – размеры твэла увеличиваются за счет приращения термомоупругих деформаций;

3. запускается нестационарный расчет.

2.2.3.3 Свойства материалов.

Для согласования расчетов термомеханические модули используют общие свойства материалов топлива и оболочки. Т.к. на момент разработки программного комплекса отсутствовали аттестованные теплофизические и механические свойств топлива и оболочки для твэлов РУ с натриевым теплоносителем, то для термомеханических модулей был разработан алгоритм подключения базы данных со свойствами материалов через внешний интерпретатор. Это позволяет корректировать имеющуюся базу, с учетом современных требований без перекомпиляции программы.

Термомеханические модули работают с базой данных для ТВЭЛов реакторов на быстрых нейтронах с таблеточным топливом из UO_2 и $PuUO_2$ (МОКС-топливо) и оболочками из сталей ЧС-68 х.д., ЭК-164. В разработанном программном комплексе используются следующие данные по свойствам материалов:

- теплопроводность облученного UO_2 [134];
- теплоемкость UO_2 [135];
- теоретическая плотность и температурный коэффициент линейного расширения UO_2 [136];
- зависимость для распухания UO_2 за счет твердых продуктов деления [137, 138];
- модуль Юнга, коэффициент Пуассона UO_2 [139];
- модель ползучести UO_2 , включая радиационную ползучесть [139, 140, 141];
- теплопроводность стали ЧС-68 х.д. [142];
- теплоемкость и теоретическая плотность сталей ЧС-68 х.д., ЭК-164 х.д. [143];
- температурный коэффициент линейного расширения стали ЧС-68 х.д. взят на основе данных [144];
- скорость радиационного распухания стали ЧС-68 х.д. взята из работы [145];
- модуль Юнга стали ЧС-68 х.д. взят из [146];
- коэффициент Пуассона стали ЧС-68 х.д. взят из данных [144];
- скорость радиационной ползучести стали ЧС-68 х.д. взята из [146, 147];
- предел текучести стали ЧС-68 х.д. взят из [146];
- предел прочности стали ЧС-68 х.д. взят из [146, 148];
- теплопроводность, температурный коэффициент линейного расширения, скорость радиационного распухания, модуль Юнга, коэффициент Пуассона, скорость радиационной ползучести, предел прочности стали ЭК-164 х.д. взяты из [146];
- свойства для газового зазора взяты из [149];
- свойства для МОКС топлива взяты из [150].

2.2.3.4 Критерии разрушения оболочки ТВЭЛА

Результатом решения термомеханической задачи в ТВЭле являются распределения радиальных, угловых и аксиальных компонент механических напряжений в топливе и в оболочке. Критерий нарушения целостности оболочки ТВЭЛА является функционалом от температуры оболочки ТВЭЛА, напряжений в оболочке и необратимых деформаций оболочки вследствие распухания. В настоящее время отсутствует аттестованный критерий нарушения целостности оболочки ТВЭЛов реакторов типа БН. Поэтому в модуле ТВЭЛ-БН данный критерий отнесен к ответственности пользователя и задается без перекомпиляции

кода СОКРАТ-БН из входного файла. Ниже представлены критерии, заложенные в текущую версию базы данных.

К основному критерию разрушения оболочки твэла относится достижение температуры плавления оболочки либо превышение предела прочности оболочки σ_B [МПа]. Для стали ЧС-68 он составляет [61]:

$$\sigma_B = 1511,76 - 1,5294 \cdot T [^\circ C]. \quad (2.27)$$

Принимается, что механическое разрушение оболочки происходит, если величина эквивалентного механического напряжения превышает значение предела прочности:

$$\sigma_e > \sigma_B. \quad (2.28)$$

Поскольку в настоящий момент нет достоверных экспериментальных данных по разрушению оболочки, то в модуль ТВЭЛ-БН дополнительно внедрена опция позволяющая, учитывать разгерметизацию твэла, [63] основанную на проектной критерии предельно-допустимого напряжения в оболочке SC1 [62]. В соответствии с критерием, твэл считается негерметичным, если выполняется соотношение:

$$\sigma_e > \sigma_B / k, \quad (2.29)$$

где σ_e – эквивалентные напряжения в оболочке, σ_B – предел прочности материала, k – коэффициент запаса по напряжениям (нормативное значение $k = 1,5$).

Согласно [62] предел прочности σ_B в (2.13) определяется значением необратимой окружной деформации оболочки, которая складывается из радиационного распухания и пластической деформации. При $\varepsilon_\theta \leq 2\%$ для сталей ЧС-68 х.д. и ЭК-164 используются температурные зависимости предела прочности необлученной стали.

При повышенных значениях повреждающей дозы оболочка распухает, и ее предел прочности значительно снижается [63]. Поэтому при $\varepsilon_\theta > 2\%$ предел прочности сталей ЧС-68 х.д. и ЭК-164 полагается равным $\sigma_B = 200$ МПа [62].

В условиях моделирования длительных аварийных режимов (до нескольких суток) возникает вопрос о работоспособности оболочек твэлов при температурах близких к 0,5 Тпл (температуры плавления). Для этого был введен дополнительный критерий длительной прочности [64]:

$$\omega(t) = \int_0^t \frac{dt}{t_p} \leq 1, \quad (2.30)$$

где t_p время до разрушения при испытании образца на длительную прочность. Время t_p

$$t_p = \exp\left(-10.17903 + \frac{27698.15}{T} - 2.4426 * \lg\left(\frac{\sigma_e}{10^6}\right)\right) * 3600, \quad (2.31)$$

где T – текущая температура К.

2.2.4 Основные характеристики модулей накопления и переноса продуктов деления

Важной целью расчетного анализа безопасности РУ является оценка вероятного радиационного воздействия на персонал и население в результате нарушения целостности барьеров безопасности на пути распространения радиоактивных веществ. Для решения этой задачи требуется выполнить оценку источника накопления и выхода радиоактивных веществ за пределы контура реактора.

В коде СОКРАТ-БН эта задача разделена между двумя моделями, отвечающими за наработку и транспорт ПД в контуре РУ – БОНУС-БН и TRANS-FP.

2.2.4.1 Основные характеристики модуля БОНУС-БН

Модель наработки ПД основана на экспресс оценке изменения нуклидного состава топлива в стационарных и аварийных режимах. Модуль БОНУС-БН был интегрирован автором диссертации при поддержке разработчика модуля сотрудника лаборатории 72 В.И. Тарасова. В модуле используется приближение в сосредоточенных параметрах, т.е. выполняется усреднение параметров нейтронного потока и сечений взаимодействия нейтронов с веществом для заданной области моделирования (обычно разбивается на 3-4 области в соответствии с зонами физического профилирования (разного обогащения по делящемуся нуклиду) или временем выдержки ТВС в активной зоне). Впервые модель применялась для реакторов на тепловых нейтронах [65] и была адаптирована для быстрых реакторов [66-69]. В модели рассматриваются 16 актиноидов, для которых учитываются реакции (n, γ) радиационного захвата нейтронов и (для делящихся нуклидов) реакции (n, f) деления, ($n, 2n$) и β -распад, а также (для ^{239}U и ^{239}Np) учитываются реакции β -распада. Количество рассматриваемых продуктов деления (ПД), объединенных в изобарные цепочки (рассматриваются в основном первом изомерном состоянии), задается пользователем (порядка 200-500). Изменение концентраций ПД рассчитывается с учетом их γ - и β -распадов, а также на этапе облучения – радиационного захвата медленных нейтронов. Методика расчета наработки актиноидов и ПД реализована в виде программного модуля БОНУС-БН, который был интегрирован в код СОКРАТ-БН.

2.2.4.2 Выход ПД из топлива

Для обеспечения передачи данных по наработанным ПД из модуля БОНУС-БН в модуль TRANS-FP моделируется их выход из топлива в газовый зазор. Для этой задачи автором реализована консервативная модель расчета выхода ПД в газовый зазор, основанная на эмпирических зависимостях.

При расчете выхода ПД сделаны следующие предположения:

1) Выход стабильных ГПД из топлива рассчитывается по табличным функциям в зависимости от выгорания топлива, построенным на основе эмпирических зависимостей [70], предоставленных на рисунке 2.13.

2) Выход радиоактивных ГПД рассчитывается следующим образом. На момент разгерметизации твэлов модулем БОНУС-БН рассчитываются активности каждого радионуклида, наработанные в топливе на один твэл. Активность радионуклида, вышедшая из одного твэла в теплоноситель при появлении газовой неплотности, получается умножением накопленной активности на долю выхода этого нуклида при газовой неплотности. Активность, выходящая в теплоноситель при контакте топлива с теплоносителем, получается умножением накопленной активности этого нуклида на долю выхода при контакте теплоноситель-топливо.

3) При расчете выхода ЛПД (изотопы цезия, йода) считается, что они выходят в теплоноситель только при контакте его с топливом. При этом выходящая в теплоноситель активность данного изотопа ЛПД оценивается как произведение накопленной в твэле активности на его долю выхода при контакте топлива с теплоносителем.

4) Упомянутые доли выхода при газовой неплотности и контакте топливо-теплоноситель для каждого радионуклида (ГПД и ЛПД) задаются пользователем во входном файле. По умолчанию могут использоваться значения долей выхода, основанные на данных экспериментов, полученных на РУ БН-600 [71].

5) При плавлении топлива предполагается 100% выход ЛПД и ГПД.

6) При наличии газовой неплотности по умолчанию предполагается мгновенный выход накопленной в газовой зазоре активности ГПД и ЛПД. При наличии у пользователя программы достоверных данных о зависимости скорости выхода, данная информация может быть добавлена через входной файл.

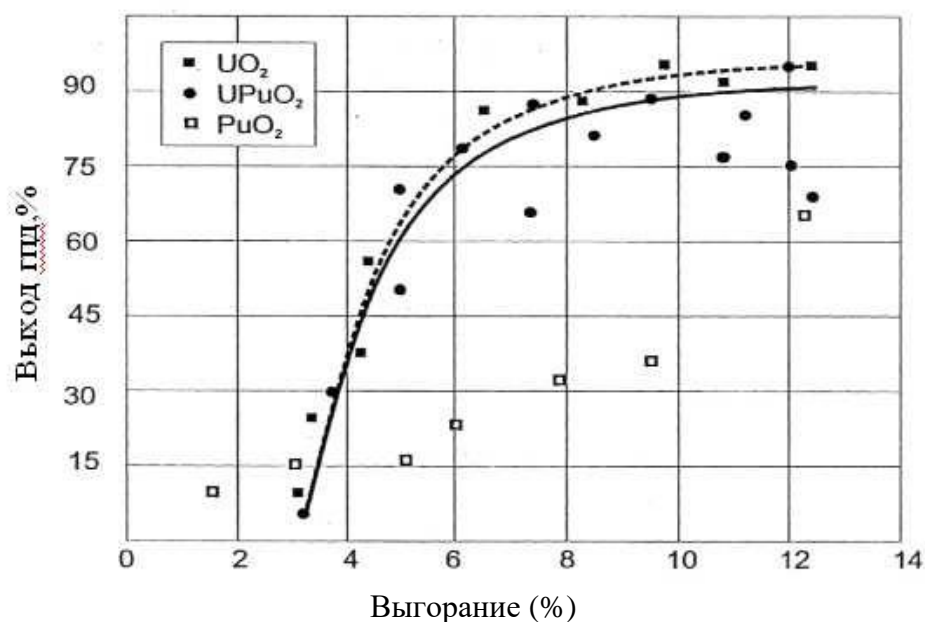


Рисунок 2.13 - Газовыделение из оксидного топлива по результатам послереакторных исследований твэлов реакторов БР-10, БОР-60, БН-350

2.2.4.3 Основные характеристики модуля TRANS-FP

Модель переноса ПД в коде СОКРАТ-БН разработана сотрудником лаборатории 52 М.Ф. Филипповым и подробно описана в [41]. В рамках использования модели в коде решаются задачи расчетной оценки поведения радиоактивных продуктов деления (РПД) и активированных продуктов коррозии (АПК) в первом контуре РУ: перенос потоком теплоносителя, коагуляция аэрозолей; осаждение и смывание на поверхностях. Перенос и поведение РПД и АПК описывается с помощью системы дифференциальных уравнений переноса с учетом источников и стоков в одномерном приближении, аналогично уравнениям теплогидравлики. Для функций концентрации РПД и АПК во взвешенном и в осажденном состояниях дифференциальные уравнения описывают процессы осаждения, повторного взвешивания, а также выхода в газовую систему РУ из натриевого теплоносителя (для газообразных и летучих РПД).

В рамках выбранного подхода к моделированию поведения РПД в натриевом теплоносителе для вычисления скорости осаждения РПД на стенки каналов и скорости повторного смыва используются эмпирические соотношения.

Источниками продуктов деления в первый контур РУ являются изотопы, накопленные в а.з. реактора, вышедшие из топлива в газосборник твэла, а оттуда при разрушении оболочки твэла – в теплоноситель. Эти источники РПД в гидравлической системе реактора рассчитываются согласованно с остальными модулями интегрального кода.

В настоящий момент для уменьшения времени расчета в коде СОКРАТ-БН рассматривается поведение 27 основных дозообразующих изотопов, вышедших в первый

контур из разрушенного твэла, а так же смытых с поверхностей внутри реактора. Этот список может быть легко расширен до необходимого пользователю числа радионуклидов. Перечисленные модели реализованы в программном модуле TRANS-FP.

2.2.4.4 Работа модулей в составе программного комплекса СОКРАТ-БН

Для совместной работы модулей поведения ПД в составе кода СОКРАТ-БН при участии автора диссертации были разработаны интерфейсы и алгоритмы обмена данными, как между модулями, так и внешними файлами с исходными данными.

Для подключения модуля БОНУС-БН в общем входном файле задается раздел, в котором указываются пути размещения файлов с нейтронно-физическими данными для данного вида топлива и типа реактора, а также данные с цепочками распада. Также во входном файле задается начальная концентрация актиноидов, характеристики типа топлива и история облучения в течение топливной кампании. Расчет эволюции продуктов деления завершается на момент начала расчета аварийных процессов. Т.к. задание зависимостей по выходу ПД из топлива вынесено во входной файл, то для каждого типа топлива должны быть заданы таблицы зависимости доли выхода ПД от температуры. Для определения доли вышедших ПД в газовый зазор на каждом шаге считывается температура топлива из модуля SOFAR-ТН и по заданным табличным зависимостям производится расчет.

При формировании источника для модуля TRANS-FP модулем БОНУС-БН реализован алгоритм свертки рабочего перечня изотопов в 6 групп: газовые продукты деления (Xe, Kr), группы I (I, Br в виде полностью растворимых NaI и BrI), Cs (элементарные Cs, Rb), Ba (Ba, Mo - нерастворимые оксиды), Te (Na₂Te, Sb полностью растворимые в Na), нелетучие ПД (Ru, La, Sr и др.). Для сформированных групп находятся массы всех входящих в них изотопов, и передаются для дальнейшего транспорта в модуль TRANS-FP. Для разных зон обогащения могут быть задан свой набор групп. Обмен данными между модулями БОНУС-БН и TRANS-FP происходит по сигналу от модуля ТВЭЛ-БН о разгерметизации оболочки или по заданному пользователем температурному критерию.

Параметры модуля TRANS-FP также задаются во входном файле: имена групп, параметры моделей, ключи для ячеек, в которых расположен уровень теплоносителя, для включения моделей дегазации и межфазного обмена летучими ПД. При работе модуля делается допущение, что продукты деления в первом контуре рассматриваются как примесь, не привносящую давление и тепло, то есть не оказывающую влияние на теплофизические параметры теплоносителя и поле скоростей. Поэтому при работе TRANS-FP организован односторонний обмен данными со стороны модуля SOFAR-ТН,

который передает данные по температурам, скоростям, геометрическим характеристикам расчетных ячеек и фазовому составу теплоносителя и температуры на стенках тепловых элементов.

При передаче данных из модуля TRANS-FP в граничное условие на выходе из гидрозатвора или разрывной мембраны, происходит обратная конвертация массы вышедших ПД в активность (Бк). Для этого был разработан алгоритм повторного вызова модуля БОНУС-БН и расчет радиационного распада изотопов для анализируемой группы за время от начала аварийного процесса до момента вызова модуля. Вычисление величины активности каждого из рассматриваемых изотопов, выходящих за пределы контура, осажденных на поверхностях или взвешенных в объеме парогазовой среды, проводится с учетом масс каждой из групп ПД, к которым относится рассматриваемый изотоп. К примеру, в соответствии с данным подходом активность $Cs-137$ A_{Cs-137}^{out} , вышедшая за пределы контура, будет определяться по соотношению вида:

$$A_{Cs-137}^{out} = \sum_{i=1}^N M_{CS,out}^i \cdot a_{Cs-137}^i, \quad (2.32)$$

где N - полное число подзон а.з., $M_{CS,out}^i$ - суммарная масса вышедшей группы CS от i -ой подзоны а.з., a_{Cs-137}^i - удельная активность изотопа Cs-137 (на кг цезия), накопленная в i -ой подзоне а.з.

Частота вызова модуля определяется пользователем и требованиями обменных интерфейсов к внешним программам для расчета радиационной обстановки за пределами РУ. Это позволяет снизить затраты машинного времени.

В общем виде структура обмена данными для модулей расчета поведения продуктов деления при работе в составе кода СОКРАТ-БН представлена на рисунке 2.14.

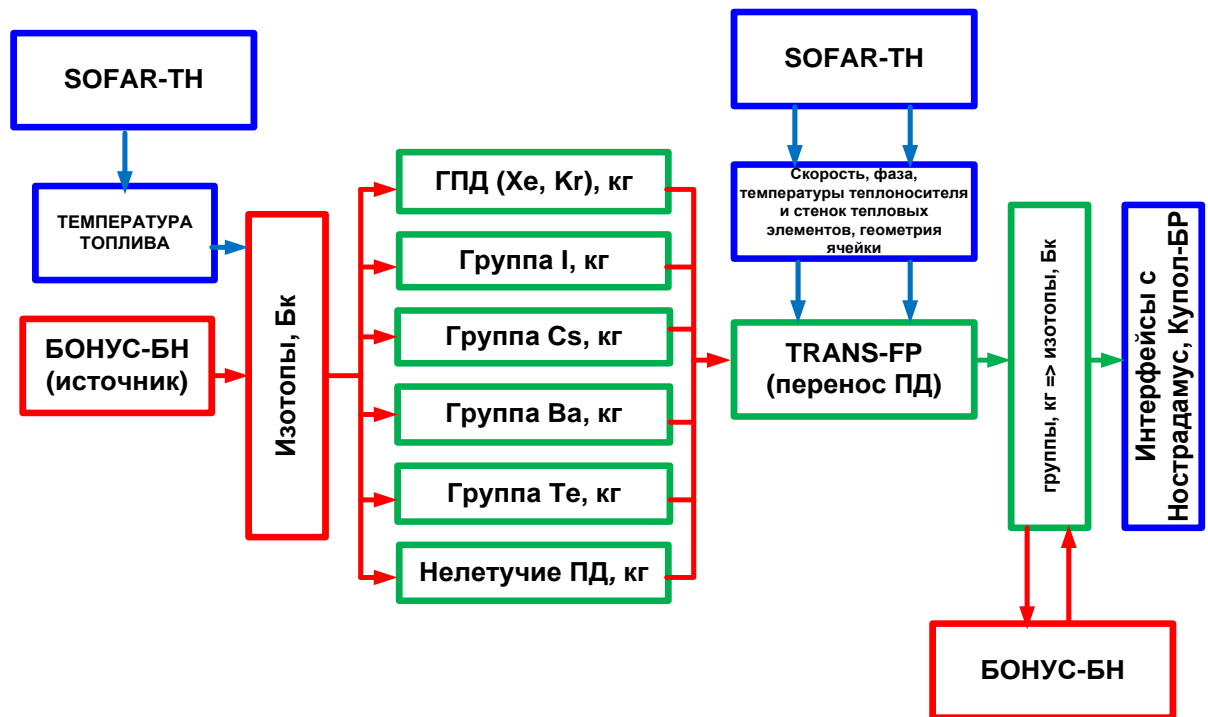


Рисунок 2.14 – Структура обмена данными для модулей расчета поведения продуктов деления

2.2.5 Основные характеристики модели деградации топлива MELT-BN

Для модели описания разрушения и плавления активной зоны использован подход, реализованный для линейки кодов СОКРАТ, моделирующих реакторы на тепловых нейтронах [51]. На основе тяжелоаварийного модуля кода СОКРАТ, был разработан модуль, учитывающий специфику процессов, протекающих в РУ БН. В модуле учитываются следующие процессы:

- стекание расплавленных материалов вдоль ТВЭЛОВ под действием гравитации и трения с восходящим парогазовым потоком;
- радиационный теплообмен в ТВС при кипении теплоносителя и плавлении ТВЭЛОВ;
- конвективный обмен массой и энергией при образовании бассейна расплава в пределах активной зоны.

Для моделирования реакторов БН была выполнена доработка модели, учитывающая особенности конструкции РУ БН. С учетом более затесненной геометрии активной зоны и высоких скоростях парогазовой смеси (до 100 м/с) при кипении натрия, в уравнение сохранения импульса был добавлен член, учитывающий трение стекающего расплава с парогазовым потоком (для РУ ВВЭР рассматривается движение расплава только под действием силы тяжести):

$$\frac{\partial(m_i v_{m,i})}{\partial t} + \frac{\partial(m_i v_{m,i}^2)}{\partial z} = F_{i,gas} + F_{i,grav} + F_{i,fric}, \quad (2.33)$$

где компоненты $F_{i,gas}$ – силы трения с газовым потоком, $F_{i,grav}$ – силы тяжести, $F_{i,fric}$ – трения расплава с оболочкой ТВЭЛА.

Разработанный алгоритм взаимодействия модуля MELT-BN с другими модулями кода СОКРАТ-БН представлен на блок-схеме на рисунке 2.15. На схеме обозначены обмены данными между модулями MELT-BN и SOFAR-TH в ходе решения сопряженной задачи на одном временном шаге.



Рисунок 2.15 – Блок схема работы модуля MELT-BN в составе кода СОКРАТ-БН

2.2.6 Структура обмена данными между кодом СОКРАТ-БН и кодом НОСТРАДАМУС

Для замыкания задачи расчета аварий с выходом ПД в окружающую среду в программе СОКРАТ-БН разработан интерфейс передачи данных напрямую в аттестованную программу НОСТРАДАМУС [72]. При разработке интерфейса учитывались особенности конструкции РУ БН, где основные предохранительные устройства располагаются в помещении сосуда компенсатора и, в случае аварии, ПД попадают непосредственно в вентиляционную систему, а далее через фильтры в

окружающую среду. Следовательно, вводя «коэффициент ослабления» (отношение количества ПД, вышедших в атмосферу, к количеству ПД вышедших из РУ), можно непосредственно из корпуса реактора формировать источник ПД в окружающую среду, в данном случае в программу НОСТРАДАМУС.

В рамках интерфейса чтение данных выполняется из стандартных текстовых файлов, генерируемых при расчете СОКРАТ-БН, в которых записывается информация по интегральному выходу значимых (задаваемых пользователем) радионуклидов (Бк), которые поступают в окружающую среду. В рамках диссертации представлен демонстрационный расчет совместной работы кодов СОКРАТ-БН и НОСТРАДАМУС для тяжелой аварии типа УТОР.

2.3 Выводы к главе 2

В рамках разработки программного комплекса СОКРАТ-БН для анализа безопасности реакторных установок на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем была выполнена интеграция следующих существующих и доработанных отдельных программных модулей в единую программу:

- теплогидравлика натриевого теплоносителя и перенос тепла в элементах конструкции РУ БН – программный модуль SOFAR-ТН;
- нейтронно-физические процессы в переходных и аварийных режимах – программные модули QUASIK и SYNTES;
- поведение ТВЭЛов в стационарных и аварийных режимах – программные модули ТВЭЛ-БН и РТОП-БНО;
- накопление и перенос продуктов деления в первом контуре реактора – программные модули БОНУС-БН и TRANS-FP;
- процессы деградации активной зоны – программный модуль MELT-ВН.

Для замыкания задачи анализа безопасности в части расчета потенциального радиационного загрязнения местности разработан интерфейс к коду НОСТРАДАМУС.

Математические модели и используемые свойства материалов, реализованные в интегрированных модулях, позволяют охватывать следующий диапазон по условиям и параметрам расчета:

- давление натриевого теплоносителя – от 0,001 до 1 МПа;
- давление рабочего тела в ПГ (вода) от 0,1 до 22,0 МПа;
- температура теплоносителя Т:
- вода от 273 К до $T_s + 10$ К ($T_s = T_s(P)$ – температура насыщения);
- пар от 273 К до 4000 К при $P < 20$ МПа и до 1273 К при $P > 20$ МПа;
- натрий от $T_{пл}$ (температура плавления) + 10 К до T_s К при $P < 1$ МПа;

- пар натрия от T_s К до 2504 К при $P < 1$ МПа;
- объемная концентрация неконденсирующихся газов – от 0 до 1;
- температура топлива и конструкционных материалов от 273 К до температуры плавления диоксида урана.

- расчет напряженно-деформированного состояния для твэлов с таблеточным топливом из диоксида урана и смешанным уран плутониевым (МОКС) топливом с оболочками из стали ЧС-68 и ЭК-164 и газовым подслоем.

Реализованные модели позволяют моделировать аварийные процессы в РУ БН, включая запроектные тяжелые аварии с учетом имеющихся допущений и ограничений, представленных ниже.

Теплообмен в камерах смешения, в том числе коллекторах на входе и выходе активной зоны, моделируется в предположении идеального перемешивания.

Коэффициент теплоотдачи между натриевым теплоносителем и стенкой рассчитывается в предположении постоянного по высоте тепловыделения.

Моделирование 3-го контура РУ БН ограничивается входом и выходом из парогенератора.

Расчет режимов, сопровождающихся разгерметизацией твэлов, проводится в предположении о том, что накопленные под оболочкой ГПД и ЛПД выходы в теплоноситель мгновенно («оценка сверху»).

Расчет ограничен достижением температуры кипения расплава компонентов активной зоны.

Расчет изменения мощности РУ с использованием модели точечной кинетики ограничен режимами, в которых не происходит кипение теплоносителя, а также не происходит существенная деформация нейтронного поля.

Пространственный нейтронно-физический модуль обеспечивает проведение расчётов энерговыделения в ячейках расчетной области активной зоны для стационарных и не стационарных процессов в R-Z геометрии.

Моделирование нестационарных процессов пространственным нейтронно-физическим модулем ограничено:

- начальной и переходной стадиями тяжелой аварии,
- переходом реактора в подкритическое состояние,
- не выполняется расчет возникновения вторичной критичности.

3 Глава 3: Валидация программы

Под валидацией программы понимается подтверждение адекватности запрограммированных физических моделей путем сопоставления результатов расчетов и экспериментальных измерений. Под верификацией понимается подтверждение адекватности реализации численных схем путем сравнения с аналитическими решениями и другими программами. Для обоснования применимости программы для данного типа реакторной установки валидация должна проводиться на широком спектре экспериментов, описывающих ключевые явления важные для безопасности АЭС. При выборе экспериментов происходит их разделение на эксперименты по отдельным явлениям и интегральные эксперименты. Первые, как правило, охватывают явления связанные, например, с теплообменом со стенкой, потерями давления в канале. Вторые выполняются на масштабных моделях установок и охватывают собой комплекс явлений. В качестве интегральных экспериментов также могут быть использованы результаты измерений на действующих реакторных установках. В этой главе представлены подходы, использованные для валидации и верификации разработанной программы СОКРАТ-БН.

3.1 Выбор экспериментов и разработка матриц верификации для кода СОКРАТ-БН

3.1.1 Теплогидравлический модуль

Для валидации теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН было выделено 18 ключевых явлений, связанных с гидродинамикой теплоносителя и условиями теплообмена, которые отвечают реакторным условиям работы на номинальном уровне мощности, на уровне остаточных энерговыделений, а также в условиях аварий с кипением теплоносителя. Для покрытия необходимой области работы реактора были подобраны прототипные эксперименты. Систематизация и сопоставление ключевых явлений с экспериментальными данными осуществлялась путем разработки матрицы валидации и верификации, фрагмент которой представлен в таблице 3.1. Полный перечень использованных экспериментов, отвечающих требованиям для проведения валидации, представлен в таблице 3.2. В матрицу включены данные, полученные на 8 экспериментальных установках, три из которых представляют собой реакторные установки (РУ БН-600, РУ PHENIX и EBR-II). В общей сложности были промоделированы 36 экспериментов.

Таблица 3.1 – Фрагмент матрицы валидации и верификации теплогидравлического модуля кода СОКРАТ-БН

Матрица верификаций теплогидравлика	Реакторная установка			Экспериментальная установка				
	БН-600	PHENIX	БОР-60	Стенд СПРУТ (Россия, ФЭИ)	Стенд ИВТАН (СССР, ИВТАН)	Стенд ML-4 (Италия, Ispra)	Стенд SIENA (Япония, O-Arai)	Стенд NSK (Германия)
<p>Явление в экспериментальной установке</p> <p>+ – наблюдается</p> <p>0 – частично наблюдается</p> <p>-- не наблюдается</p>								
потери давления при течении жидкого металла в обогреваемых и необогреваемых каналах простой формы (трубы и кольцевые каналы) (однофазный режим)	+	+	-	0	+	+	-	0
потери давления при течении жидкого металла в обогреваемых и необогреваемых каналах простой формы (трубы и кольцевые каналы) (двухфазный режим)	-	-	-	-	-	+	-	0
потери давления при течении жидкого металла в обогреваемых и необогреваемых пучках в треугольной упаковке (однофазный режим)	+	+	-	-	-	-	-	-
потери давления при течении жидкого металла в обогреваемых и необогреваемых пучках в треугольной упаковке (двухфазный режим)	-	-	-	-	-	-	-	-
потери давления при течении жидкого металла в обогреваемых и необогреваемых пучках твэлов при дистанционировании навивкой в треугольной упаковке (однофазный режим)	+	+	-	-	-	-	+	-
потери давления при течении жидкого металла в обогреваемых и необогреваемых пучках твэлов при дистанционировании навивкой в треугольной упаковке (двухфазный режим)	-	-	-	-	-	-	+	-

Таблица 3.2 - Матрица верификации экспериментальных данных натриевой теплогидравлики

№	Страна, организация название стенда	Характеристика эксперимента	Публикация
1	Италия, JRC Ispra, ML-4	Гидравлическое сопротивление при стационарном кипении в круглой трубе – 4 теста	[75]
2	Россия, ИВТАН	Гидравлическое сопротивление при стационарном кипении в круглой трубе – 3 теста	76
3	Германия, KNS	Теплообмен при стационарном и нестационарном кипении в 37-ми стержневой сборке – 1 тест	[77-79]
4		Нестационарное кипение в кольцевом канале в условиях линейного закона снижения расхода теплоносителя – 6 тестов	[80]
5		Теплообмен при стационарном и нестационарном кипении в 7-ми стержневой сборке, определение границы области кипения – 1 тест	[81]
6	Япония SIENA	Исследование теплообмена и гидродинамики при стационарном и нестационарном кипении в 19-ти стержневой сборке – 1 тест	[82]
7		Исследование теплообмена и гидродинамики при стационарном и нестационарном кипении в 37-ми стержневой сборке – 2 теста	[83]
8	Россия ФЭИ, СПРУТ,	Исследование гидродинамики и теплообмена ПГ РУ с трубками Фильда – 8 тестов	[84]
9-14	Россия, БН-600	Расхолаживание РУ с мощности 35% в режиме принудительной циркуляции	[85]
		Расхолаживание РУ с 12% мощности и не закрытием обратного клапана в режиме смешанной циркуляции	
		Отключение теплоотводящей петли при работе РУ на 100 % мощности	
		Расхолаживание РУ на ЕЦ с 50% мощности	
		Расхолаживание РУ со срабатыванием БА3 на мощности 95 % в режиме смешанной циркуляции	
		Расхолаживание за счет тепловых потерь с корпуса реактора на мощности 0,193 %	
15	Франция, PHENIX	РУ Отвод остаточных тепловыделений на естественной циркуляции	[86]

№	Страна, организация название стенда	Характеристика эксперимента	Публикация
16	Россия, БОР-60	Срабатывание медленной аварийной защиты (МАЗ)	[87]

3.1.1.1 Описание результатов валидации

Валидация теплогидравлического модуля выполнена в лаборатории № 61 под руководством автора диссертации и в лаборатории расчетного моделирования реакторных установок под руководством Э. В. Усова. Валидация на данных, полученных на РУ БН-600 выполнялась лично автором. Ниже представлена общая информация по каждой группе экспериментов.

Результаты валидации на экспериментах № 1, 2 и 4 представлены в работах [53],[73] [74]. При валидации на данных экспериментах выполнены сравнения результатов расчетов и измерений перепадов давления и температур стенок в каналах круглой и кольцевой формы при течении однофазного и двухфазного теплоносителя (натрия).

При валидации на экспериментах №3, 5, 6 и 7 выполнено сравнение результатов расчетов с измерениями перепада давления, температур натрия и стенок имитаторов твэлов при течении одно-, двухфазного теплоносителя в стержневой геометрии, характерной для ТВС РУ БН.

Эксперимент №8 был посвящен исследованию условий теплообмена и гидродинамики натриевого теплоносителя в теплообменниках с трубками Фильда натрий-вода. При валидации выполнено сравнение результатов расчетов с измерениями температур стенок, а также выполнена оценка устойчивости течения теплоносителя со стороны водной части теплообменника в условиях естественной циркуляции.

Эксперименты № 9-14 являются интегральными экспериментами, выполненными на РУ БН-600 в условиях штатной работы и отклонений от нормальной эксплуатации. В процессе валидации сравнивались результаты расчетов с показаниями термопар установленных на выходе из а.з., в ПТО по 1-му и 2-му контуру, в ПГ со стороны натриевого контура. Также выполнялось сравнение изменения расхода через активную зону в условиях вынужденной и естественной циркуляции.

Эксперимент № 15 также является интегральным и выполнялся на РУ PHENIX (Франция). Валидация на этом эксперименте проводилась для условий расхолаживания реактора на уровне остаточных энерговыделений при естественной циркуляции теплоносителя. Выполнялись сравнения с данными термопар установленных в ПТО и ПГ.

Эксперимент № 16 выполнен на демонстрационном реакторе БОР-60 в условиях расхолаживания РУ через воздушный теплообменник. На этом эксперименте выполнялась валидация модели ВТО в условиях теплообмена натрий-воздух и сравнивались расчетные и измеренные данные по температуре натрия на выходе из теплообменника.

В дополнение к валидации на экспериментальных данных, выполнена кросс-верификация с кодом БУРАН [87] и верификация на аналитических тестах.

В рамках кросс-верификации рассмотрен переходный режим работы РУ с отключением одной из теплоотводящих петель и режимы с расхолаживанием РУ при срабатывании АЗ через систему аварийного отвода тепла (САОТ) с разным количеством работающих аварийных теплообменников. Результаты расчетов показали хорошее соответствие между кодами в динамике изменения температуры и скорости расхолаживания реактора.

В аналитических тестах выполнена проверка законов сохранения массы, энергии и импульса при течении натриевого теплоносителя, а также решены задачи нестационарной теплопроводности в конструкционных материалах.

Далее, в разделе примеры валидационных расчетов, представлены отдельные примеры, которые выполнены с участием или полностью автором диссертации.

По итогам валидации были определены погрешности параметров важных для безопасности. Для тестов по отдельным явлениям впервые использовалась модернизированная методика V&V20, описанная в [96]. В таблице 3.3 для всех параметров, приведены погрешности и их исследованный диапазон в рамках валидации.

Таблица 3.3 – Погрешности расчета теплогидравлических параметров

Параметр	Диапазон валидации	Погрешность
Температура теплоносителя		
В условиях нарушений нормальной эксплуатации	от 473 до 823 К	± 40 К
В условиях проектных и запроектных аварий, включая режимы с кипением теплоносителя	от 800 до 1250 К	± 70 К
Потери давления в элементах оборудования в натриевых контурах		
При течении однофазного потока	от 120 до 138 кПа	± 31 %
При течении двухфазного потока	от 139 до 468 кПа	± 47 %
Температуры оболочек ТВЭЛОВ		
При охлаждении однофазным потоком	от 473 до 823 К	± 50 К
При охлаждении двухфазным потоком	от 1173 до 1300 К	± 80 К

Параметр	Диапазон валидации	Погрешность
Массовая скорость (массовый расход)		
Массовая скорость для вынужденного режима течения (массовый расход)	от 1800 до 6000 кг/(м ² ·с)	± 10 %
Массовая скорость в режиме ЕЦ (массовый расход для однофазного потока)	от 0 до 1800 кг/(м ² ·с)	± 30 %

3.1.2 Модуль переноса продуктов деления

Для валидации модуля TRANS-FP было выделено 8 ключевых явлений, связанных с поведением продуктов деления в натриевом контуре и газовой системе РУ. Рассмотрено 3 эксперимента на интегральной установке (по данным на РУ БН-600) [93] и 4 локальных эксперимента по отдельным явлениям [89 - 92]. Матрица верификации модуля TRANS-FP представлена в таблице 3.4.

Таблица 3.4 – Матрица верификации модуля TRANS_FP в составе кода СОКРАТ-БН

Явление в условиях эксперимента: " + " – ярко выражено " 0 " – возможно " - " – не проявляется Явление в эксперименте: " + " – присутствует (данные применимы) " 0 " – возможно (данные не используются) " - " – не наблюдается		Интегральные эксперименты			Петлевые эксперименты			
		Изменение удельной активности газообразных радиоактивных продуктов деления в газовой полости реактора при разгерметизации одного твэла в 54 микрокампании на РУ БН-600	Изменение удельной активности газообразных радиоактивных продуктов деления в газовой полости реактора при разгерметизации одного твэла в 29 и 47 микрокампании на РУ БН-600	Измерение удельной поверхностной активности АПК в отложениях на стенках 5 ПТО-А РУ БН-600	Осаждение изотопов цезия в экспериментальном контуре FPVL	Осаждение паров цезия из аргона в трубе	Испарение йода из натриевого теплоносителя в защитный газ	Формирование и поведение аэрозольных частиц в защитном газе над уровнем натрия
Явления	Перенос радионуклидов в натриевом теплоносителе	+	+	+	+	-	+	-
	Перенос радионуклидов в газовой системе РУ	+	+	-	-	+	+	-
	Осаждение радионуклидов в натриевом контуре	-	-	+	+	-	+	-
	Повторное смывание радионуклидов в натриевом контуре	-	-	+	+	-	+	-
	Выход радионуклидов из натриевого контура в газовую систему	+	+	-	-	-	+	-
	Конденсация паров ПД в газовой системе					+	+	+
	Нуклеация паров ПД в газовой системе					+	+	+
	Коагуляция и осаждение аэрозолей ПД в газовой системе					+	+	+

3.1.2.1 Описание результатов валидации модуля TRANS-FP

Валидационные расчеты для модуля переноса ПД выполнены совместно сотрудниками лаборатории 51 (М. Ф. Филипповым и С.В. Цауном) и автором диссертации. Ниже представлена общая информация по каждому эксперименту.

Полные результаты моделирования эксперимента осаждение изотопов цезия в экспериментальном контуре FPBL [89] представлены в диссертации М.Ф. Филиппова [41]. В рамках валидации сравнивались результаты расчета и измерений объемной концентрации цезия в результате его осаждения при циркуляции натрия в экспериментальной петле

Результаты моделирования эксперимента осаждение паров цезия из аргона в трубе [90] также представлены в диссертации М. Ф. Филиппова [41]. В рамках валидации сравнивались результаты расчета и измерений изменение концентрации цезия в среде аргона при прокачке его через охлаждаемую трубу. Данные условия моделируют процессы газовой полости и сосуда компенсаторе РУ БН.

Результаты моделирования эксперимента испарение йода из натриевого теплоносителя в защитный газ на установке FRAT-1 [91] также представлены в диссертации М.Ф. Филиппова [41]. В рамках валидации сравнивались результаты расчета и измерений изменение увеличения массы CsI при его испарении с поверхности бассейна натрия. Данные условия моделируют процессы выхода ЛПД в газовую полость реактора при разгерметизации твэлов.

Результаты моделирования эксперимента по исследованию формирования и поведению аэрозольных частиц в защитном газе над уровнем натрия на установке SILVERINA [92] также представлены в диссертации М.Ф. Филиппова [41]. В рамках валидации сравнивались результаты расчета и измерений распределения натриевых аэрозолей по массе. Данные исследования важны с точки зрения модели нуклеации и конденсации паров летучих продуктов деления в газовой полости реактора.

При валидации на данных измерений удельной активности газообразных радиоактивных продуктов деления в газовой полости реактора при разгерметизации одного твэла в 54 микрокампании на РУ БН-600 выполнялось сравнение результатов расчетов и данных системы КГО по активности вышедших в газовую полость реактора изотопов ^{133}Xe , ^{135}Xe и ^{88}Kr . Условия проведения эксперимента полностью прототипны процессам в РУ БН.

При валидации на данных измерений удельной активности газообразных радиоактивных продуктов деления в газовой полости реактора при разгерметизации одного твэла в 29 и 47 микрокампаниях на РУ БН-600, также как и в предыдущем

эксперименте, выполнялась сравнение результатов расчетов и данных системы КГО активности вышедших в газовую полость реактора изотопов ^{133}Xe , ^{135}Xe и ^{88}Kr . Условия проведения эксперимента также полностью прототипны процессам в РУ БН. Анализ нескольких микрокампаний позволил повысить достоверность модели выхода и переноса ПД в контуре реактора.

При валидации на данных измерений накопление АПК в отложениях на стенках 5 ПТО-А РУ БН-600, выполнялась сравнение результатов расчетов и данных измерений удельной активности на стенках извлеченного из РУ ПТО для изотопов ^{54}Mn , ^{58}Co и ^{51}Cr . Валидация выполнена для проверки модели накопления и осаждения активных продуктов коррозии на стенках оборудования РУ.

Используемые для валидации эксперименты проведены в диапазоне от 373 К до 900 К, что соответствует диапазонам работы реактора от уровня остаточных энерговыделений до начальной стадии аварии с нарушением отвода тепла. По результатам валидации были получены погрешности как среднеквадратичные отклонения результатов расчета от измеренных значений по отдельным изотопам газовых и летучих ПД (таблица 3.5).

Таблица 3.5– Погрешности расчета ПД в контуре РУ

Параметр	Погрешность
Поверхностная удельная активность продуктов деления топлива (радионуклидов йода, цезия)	$\pm 45 \%$
Объемная удельная активность продуктов деления топлива (радионуклидов йода, цезия) в парогазовой среде	$\pm 35 \%$
Объемная удельная активность газовых продуктов деления (радионуклиды ксенона, криптона) в газовой системе РУ	$\pm 65 \%$

3.1.3 Модуль наработки продуктов деления БОНУС-БН

Валидация модуля БОНУС-БН выполнялась по двум направлениям: валидация модели наработки и радиоактивных взаимопревращений нуклидов в реакторах на быстрых нейтронах и валидация модели расчета остаточного энерговыделения. Для этой задачи были подобрано и включено в состав матрицы верификации модуля 7 экспериментов (5 экспериментов по исследованию энерговыделения в облученных образцах свидетелях и 2 эксперимента с исследованием нуклидного состава) (таблица 3.6), включая кросс-верификацию с проектными программами.

Таблица 3.6 - Матрица верификации для модуля накопления ПД в топливе БОНУС-БН

№	Страна, организация название стенда	Характеристика эксперимента	Публикация
1	Импульсные эксперименты	Эксперименты по исследованию остаточного энерговыделения в РПД – 6 тестов	[32] - [38]
2	Эксперименты на реакторе JOYO (Япония)	Эксперименты по облучению смешанного оксидного топлива в исследовательском реакторе JOYO с его последующим высокотемпературным отжигом – 1 тест	[39]
3	РУ БН-350	Облучение образцов-свидетелей – 1 тест	[40]
4	Кросс верификация	Кросс-верификация с проектными программами	[95]

3.1.3.1 Описание результатов валидации модуля БОНУС-БН

Валидационные расчеты для модуля накопления ПД выполнены совместно сотрудником лаборатории № 75 В.И. Тарасовым и автором диссертации. Также автор лично выполнил анализ неопределенностей для всех экспериментов по методике V&V, представленной [96]. Ниже представлена общая информация по каждому эксперименту.

Для валидации на данных измерений остаточного энерговыделения в РПД использовались обобщенные данные с 6 экспериментальных установок, описанных в п.п. 1.4.2.1. В процессе валидации сравнивались относительные функции мощности энерговыделения на один акт деления, полученные обработкой экспериментальных данных и расчетным путем для изотопов ^{238}U , ^{235}U и ^{239}Pu . Дополнительно была проведена кросс-верификация расчетов по модулю БОНУС-БН с расчетами по аттестованной программе ГЕФЕСТ [94] по концентрации и активности, образующихся в результате деления ПД. Эти расчеты выполнены для подтверждения адекватности модели расчета остаточного энерговыделения.

Для валидации модели расчета изменения нуклидного состава в процессе облучения ядерного топлива были проведены сравнения с экспериментами на реакторе JOYO (Япония). Было выполнено сравнение результатов расчета и данных эксперимента по наработке Хе, Не и Кг, образующихся при облучении образца МОКС топлива ((Pu_{0.2}U_{0.8})O₂). Результаты валидации подтвердили адекватность модели наработки ГПД с учетом использования прототипного топлива для РУ БН.

Для валидации модели накопления ПД в части наработки актиноидов и продуктов деления были выполнены сравнения результатов расчета и экспериментальных данных,

полученных на облученных в РУ БН-350 образцах ^{238}U , ^{235}U и ^{239}Pu . По результатам валидации была оценена погрешность для 12 актиноидов и 2 изотопов. С учетом предыдущего эксперимента результаты валидации подтвердили полноту модели.

Для дополнительного подтверждения качества модели была выполнена кросс-верификация с программой ORIGEN [95], которая используется для обоснования проектных решений при расчете нуклидного состава топливной композиции. Сравнения проводилось для 54 МКК РУ БН-600. Среднеквадратичное отклонение от расчетов по программе ORIGEN для 6 различных изотопов составило ~19%.

По результатам валидации подтверждена адекватность моделей расчета остаточного энерговыделения и изменения нуклидного состава ядерного топлива. Валидационные расчеты выполнены для максимально прототипных РУ БН условий. По результатам валидации и кросс-верификации были получены погрешности отклонения результатов расчета от измеренных значений по изменению нуклидного состава облученного топлива и мощности остаточного энерговыделения (таблица 3.7).

Таблица 3.7 – Погрешности расчета нуклидного состава в топливной матрице

Параметр	Погрешность
Актиноиды*	$\pm 20 \%$
Продукты деления*	$\pm 25 \%$
Мощность РУ (за счет остаточного энерговыделения)	$\pm 19 \%$
* – в части проведения расчетов нуклидного состава топлива валидация программы выполнялась для следующих актиноидов – ^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{242}Cm , ^{244}Cm и продуктов деления – Хе, Кг, Не, I, ^{137}Cs , ^{144}Ce	

3.1.4 Термомеханические модули

Как отмечено во 2-й главе, термомеханические модули позволяют моделировать такие процессы и явления как реструктуризация, ползучесть, распухание топлива, а также деформация оболочки, связанные с термическими, механическими и радиационными воздействиями. Для валидации моделей формоизменения твэла в режиме нормальной эксплуатации для оценки состояния твэла на момент начала аварии использовались экспериментальные данные АО «ИРМ» [97] [98] [99]. Для отдельных моделей модуля РТОП-БНО, влияющих на формоизменение (расчет температурного поля в твэле, распухания топливной таблетки, выхода ГПД) проводилось сравнение с результатами расчетов по аттестованному топливному коду КОРАТ [100]. Для валидации моделей деформации твэла модуля ТВЭЛ-БН в аварийных условиях использованы аналитические тесты и сравнение с конечно-элементными 3-D кодами COMSOL [101] и Z88 [102].

Матрицы верификации модулей РТОП-БНО и ТВЭЛ-БН в составе кода СОКРАТ-БН приведена в таблице 3.8 и 3.9.

Таблица 3.8 – Матрица верификации модулей РТОП-БНО и ТВЭЛ-БН

	Реструктуризация топлива (РТОП-БНО)	Термоупругие деформации (РТОП-БНО, ТВЭЛ-БН)	Ползучесть топлива (РТОП-БНО, ТВЭЛ-БН)	Пластические деформации оболочек (ТВЭЛ-БН)	Распухание топлива (РТОП-БНО)	Распухание оболочек (РТОП-БНО)	Радиационная ползучесть оболочек (РТОП-БНО)	Расчет для облученного твэла (ТВЭЛ-БН)
Аналитический тест с нагружением таблетки	-	+	-	-		-		
Аналитический тест с неоднородным распределением температур	-	+	-	-		-		
Сравнение расчетов с кодами COMSOL и Z88 тесты T1 и T2	-	+	-	+		-		
Аналитический тест с одноосной ползучестью таблетки	-	+	+	-		-		
Аналитический тест с пластической деформацией оболочки под давлением газа	-	+	-	+		-		
Аналитический тест с пластической деформацией оболочки под давлением жесткого топлива	-	+	-	+		-		
Сравнение послереакторными данными ИРМ [97]	+	-	-	+		+		
Реакторный тест Р1						+	+	
Реакторный тест Р2						+	+	
Реакторный тест Р3						+	+	
Реакторный тест Р4	+							
Реакторный тест Р5			+		+			
Реакторный тест Р6			+		+			
Кросс-верификация Z88 T3		+	+	+				+

	Реструктуризация топлива (РТОП-БНО)	Термоупругие деформации (РТОП-БНО, ТВЭЛ-БН)	Ползучесть топлива (РТОП-БНО, ТВЭЛ-БН)	Пластические деформации оболочки (ТВЭЛ-БН)	Распухание топлива (РТОП-БНО)	Распухание оболочки (РТОП-БНО)	Радиационная ползучесть оболочки (РТОП-БНО)	Расчет для облученного твэла (ТВЭЛ-БН)
Кросс-верификация Z88 T4		+	+	+				+
Кросс-верификация Z88 T5		+	+	+				

Таблица 3.9 – Кросс-верификация с кодом КОРАТ

Параметр	Модуль
Распределение температуры в твэле	РТОП-БНО
Выход ГПД	РТОП-БНО
Распухание топлива (изменение диаметра)	РТОП-БНО
Распухание оболочки (изменение диаметра)	РТОП-БНО

3.1.4.1 Описание результатов валидации модулей РТОП-БНО и ТВЭЛ-БН

Валидационные расчеты для модуля накопления ПД сотрудниками ГНЦ РФ ТРИНИТИ при участии автора диссертации.

Для верификации моделей упругой деформации было проведено сравнение расчетных результатов с аналитическим решением аксиально-симметричного уравнения равновесия в упругой области [117] с нагрузкой постоянным давлением на внутреннюю поверхность таблетки (радиусом R_1 P_1), а на внешнюю сторону (радиусом R_2) - P_2 . Сравнение расчета и аналитического решения показало, что погрешность не превысила 1%.

Второй аналитический тест был выполнен для проверки задачи термоупругих деформаций. Результаты расчета сравнивались с аналитическим выражением для радиальной деформации в неравномерно нагретом упругом цилиндре вида [117]:

$$u_r(r) = \beta \frac{1+\nu}{3(1-\nu)} \left\{ \frac{1}{r} \int_0^r T(r) r dr + (1-2\nu) \frac{r}{R_2^2} \int_0^{R_2} T(r) r dr \right\}, \quad (3.1)$$

где β - объемный коэффициент теплового расширения, R_2 - радиус топливной таблетки, ν - коэффициент Пуассона. Полученная погрешность не превысила 1%.

В третьем аналитическом тесте сравнивались результаты расчетов с численным решением системы уравнений для одноосной упругопластической деформации топливной таблетки. Погрешность расчета не превысила 1%.

В четвертом тесте сравнивались результаты расчетов с аналитическим решением для пластических деформаций тонкой оболочки под напряжением в зависимости от времени. Погрешность моделирования не превысила 1%.

В последнем тесте результаты расчетов также сравнивались с аналитическим решением для пластической деформации с тонкой оболочкой, но для условий жесткого нагружения в контактной задаче топливный сердечник – оболочка. Погрешность расчета деформации не превысила 1%, максимальная погрешность расчета напряжений составила 2%.

В дополнение к аналитическим тестам были проведены сравнения с результатами расчета по конечно-элементным кодам COMSOL [118] и Z88 [119] для тестов T1-T5 из матрицы верификации. В 1-ую группу вошли два теста (T1 и T2), в которых рассматривалось конечное состояние деформированной оболочки, с учетом полной и пластической деформации, полученное по программному модулю ТВЭЛ-БН и сравнивалось с результатами расчета по кодам COMSOL и Z88. Во 2-й группе тестов программный модуль ТВЭЛ-БН верифицировался путем сравнения внутреннего радиуса оболочки и окружных напряжений в оболочке с расчетами по коду Z88 для 3-х сценариев аварии типа ULOF. По результатам расчетов погрешность по рассчитанным напряжениям не превысила 10%.

Для кросс-верификации расчетов ряда параметров нормальной эксплуатации твэлов БН-600 использовалось сравнение с аттестованным кодом КОРАТ. Сравнивались результаты расчетов по изменению температуры в топливной таблетке, давлению под оболочкой, газовое распухание. Дополнительно было проведено сравнение результатов расчета по двум программам с данными постреакторных измерений по остаточным формоизменениям облученной оболочки твэлов.

Для валидации модели реструктуризации топлива и формоизменения оболочки в ходе номинальной эксплуатации твэлов БН проведено сравнение расчетов по модулю РТОП-БНО с данными послереакторных исследований твэлов в ИРМ [97], облученных в БН-600 на БАЭС. Сравнение расчетов с экспериментальными данными проводилось по следующим параметрам: размер зоны реструктуризации (роста колончатых зерен) в топливных таблетках; формоизменение оболочки, включая распухание и пластическую деформацию; остаточный зазор между топливом и оболочкой (тесты P1-P6).

Выполненная валидация входящих в состав программы СОКРАТ-БН модулей РТОП-БНО и ТВЭЛ-БН выполнена на базе данных для ТВЭЛОВ реакторов на быстрых нейтронах с таблеточным топливом из UO_2 и оболочками из сталей ЧС68 х.д., ЭК164 х.д. при следующих параметрах: температура топлива – от 273 К до 3000 К, глубина выгорания топлива – от 0 до 11 % т.а., температура внутренней поверхности оболочки – от 273 К до 1200 К, повреждающая доза – от 0 до 95 с.н.а.

Указанные в таблице 3.10 погрешности определены как среднеквадратичные отклонения расчетных данных от экспериментальных значений.

Таблица 3.10 - Погрешности расчета термомеханических параметров

Параметр	Погрешность
Необратимые деформации оболочки ТВЭЛА в режиме нормальной эксплуатации	$\pm 15 \%$
Необратимые деформации топливной таблетки в режиме нормальной эксплуатации	$\pm 30 \%$
Радиальные смещения оболочки ТВЭЛА в режимах нарушений нормальной эксплуатации	$\pm 15 \%$
Окружные напряжения в оболочке ТВЭЛА в режимах нарушений нормальной эксплуатации	$\pm 15 \%$

3.1.5 Нейтронно-физические модули

Как было отмечено во второй главе диссертации, в состав программы СОКРАТ-БН включены два нейтронно-физических модуля QUASIK и SYNTES. Это сделано с целью оптимизации расчетного времени: более быстрая модель точечной кинетики используется в режимах без кипения теплоносителя, а диффузионная модель, требующая больших временных затрат, используется в режимах с кипением и существенным формоизменением активной зоны при ее разрушении. Ключевыми параметрами, рассчитываемыми модулями являются мощность РУ, параметры коэффициента размножения и составляющие реактивности ρ . Валидация и верификация расчета мощности выполнялась на реакторных данных и аналитических тестах. Верификация k_{eff} и ρ , как косвенных параметров, выполнялась на аналитических тестах и путем сравнения с прецизионными программами, используемыми для обоснования проектных решений.

Матрица верификации кода приведена в таблице 3.11.

Таблица 3.11 - матрица верификации нейтронно-физический модуле

№	Название эксперимента	Характеристика эксперимента	Публикация
1	Аналитические тесты	Расчет изменения амплитудной составляющей мощности для модели точечной кинетики	
2	Международный бенчмарк ANL-7416	Решение задачи нейтронной кинетики в двухмерной геометрии (BSS-8)	[105]
3	Эксперимент на РУ БН-600	Расчет режима по срабатыванию БАЗ	[51]
4	Эксперимент на РУ БН-600	Расчет режима по сбросу стержня АЗ-П в случае отключения одного ГЦН	[51]
5	Коэффициенты реактивности	Расчет пустотного, плотностного натриевых коэффициентов, расчет коэффициента Доплера	[120]

3.1.5.1 Описание результатов валидации модулей SYNTES и QUASIK

Валидационные расчеты для модулей нейтронной кинетики выполнены совместно автором диссертации и сотрудником лаборатории № 74 А.А. Беловым.

Для модуля QUASIK была проведена верификация на решении аналитического уравнения точечной кинетики в условиях мгновенного возмущения. Были проведены тесты с введением положительно и отрицательной реактивности от $-0,6\beta$ до $0,6\beta$, а также было смоделировано введение СУЗ АЗ с реактивностью $2,27\% \Delta k/k$. В результате верификации была подтверждена адекватность математической модели.

Для верификации модуля SYNTES был использован вычислительный тест из классического источника Benchmark Problem Book Арагонской национальной лаборатории США (ANL-7416 [105]), в котором представлено решение задачи нейтронной кинетики в двухмерной геометрии. Сравнивались результаты расчета и данных теста по изменению относительной скорости реакции деления (эквивалентно скорости изменения мощности) при внесении возмущений в отдельных расчетных ячейках. В результате верификации была подтверждена адекватность математической модели для пространственной нейтронно-физической задачи.

Для валидации модели точечной кинетики были проведены сравнения результатов расчета с данными эксперимента № 13 из списка интегральных экспериментов, используемых для валидации теплогидравлического модуля (таблица 3.2.). Результаты валидации подтвердили адекватность применения модели точечной кинетики для анализа изменения мощности в переходных режимах для РУ БН.

Для совместной валидации модулей QUASIK и SYNTES был использован эксперимент №11 из таблицы 3.2. Для валидации использовались данные по изменению мощности и перемещению стержней СУЗ при переходе реактора на $2/3$ номинальной

мощности. В рамках валидации было получено дополнительное подтверждение адекватности точечной кинетики, а также проверена применимость пространственной квазистационарной диффузионной модели.

Для модуля SYNTES была проведена дополнительная кросс-верификация с данными, подготовленными АО «ОКБМ Африкантов». Была выполнено сравнение рассчитанных по модулю SYNTES доплеровских и плотностных коэффициентов реактивности с проектными данными.

По результатам валидации нейтронно-физических модулей в качестве ключевого параметра для определения погрешности выбрано изменение мощности РУ. С учетом неопределенностей измерений и моделей полученная погрешность составляет $\pm 10\%$ от текущего значения мощности.

3.1.6 Тяжелоаварийный модуль

Проблемой валидации тяжелоаварийного модуля MELT-BN является сложность проведения натуральных экспериментов. Большинство опубликованных экспериментальных данных относятся к зарубежным экспериментам и не содержат полной информации достаточной для валидации. Поэтому в большинстве своем, для валидации и верификации перемещения материалов в процессе разрушения были подобраны аналитические тесты и кросс-верификация с другими программами. В качестве экспериментальные данных были использованы результаты измерений, выполненные на реакторе TREAT [46]. Для этой серии экспериментов представлены результаты измерения ключевых параметров от начала снижения расхода до момента плавления оболочек твэлов. Дополнительно были представлены результаты оценки области перемещения расплава по высоте активной зоны, рассчитанные по программе SAS3A. Используемые тесты для валидации и верификации приведены в таблице 3.12.

Таблица 3.12 - Матрица валидации и верификации для тяжелоаварийного модуля MELT-BN

№	Название эксперимента	Характеристика эксперимента	Публикация
1	Аналитические тесты	Замерзание расплава в цилиндрической геометрии	[107]
		Перемещение пленки жидкости под воздействием силы тяжести	[107]
		Перемещение пленки жидкости за счет взаимодействия с газовым потоком	[107]
2	Эксперименты на реакторе TREAT	Плавление в одной и семи- стержневых сборках	[46]

3.1.6.1 Описание результатов валидации модуля MELT-BN

Валидационные расчеты для модуля деградации активной зоны выполнены совместно автором диссертации и сотрудниками лаборатории реакторных установок новосибирского филиала ИБРАЭ РАН.

Верификация модели нестационарной теплопроводности в цилиндрической геометрии выполнена путем сравнения с аналитическим решением уравнения [121] для задачи остывания двухслойного цилиндра. Сравнивалась динамика изменения температуры по радиусу.

Для верификации модели были рассмотрены три аналитических задачи: замерзание расплавленного цилиндра, стекание пленки жидкости под действием силы тяжести и движение вверх под действием силы трения с газовым потоком. Аналитическое решение для данных задач, а также результаты сравнения расчета и решения представлены в статье [122]. Результаты верификации на данных задачах, позволили подтвердить применимость моделей кода СОКРАТ-БН на переходную стадию тяжелой аварии.

Валидация модели для начальной стадии тяжелой аварии проведена на экспериментальных данных, полученных на реакторной установке TREAT [46]. По результатам расчетов проведено сравнение для следующих параметров: время достижения кризиса теплообмена и начала плавления оболочки твэла. Также по результатам моделирования данных экспериментов была проведена кросс-верификация с кодом SAS3a.

Дополнительно к основной валидации была проведена кросс-верификация с кодом COREMELT на результатах модельной аварии с блокировкой активной зоны. Была проверена работа канального приближения, реализованного в коде СОКРАТ-БН по сравнению с моделью пористого тела в коде COREMELT.

По результат валидации модуля MELT-BN ключевым параметром для определения погрешности принят временной интервал от начала аварии (возмущение по расходу или по мощности) до момента плавления оболочки твэлов. С учетом неопределенностей измерений и моделей полученная погрешность составляет $\pm 30\%$.

3.2 Примеры валидационных расчетов

В предыдущем разделе были кратко приведены основные результаты валидации по всем рассмотренным экспериментам. Рассмотреть подробно каждый из экспериментов в рамках диссертации не представляется возможным из-за значительного объема информации. В рамках данного подраздела в качестве примера приведена часть тестов, которые выполнены лично автором или при его непосредственном участии. Приведенные

расчеты охватывают все модули, как по отдельным явлениям (или в международной классификации SET), так и интегральным экспериментам (ИЕТ). Также представлено практическое применение методики анализа неопределенности V&V [96].

3.2.1 Валидация на данных измерений в эксперименте с облучением образцов-свидетелей в а.з. РУ БН-350

Данный эксперимент относится к SET экспериментам для валидации модуля БОНУС-БН. Рассмотрены результаты расчета изменения нуклидного состава в двух облученных образцах: высокообогащённых оксидах $^{239}\text{PuO}_2$ и $^{235}\text{UO}_2$ в РУ БН-350. В эксперименте образцы облучались в межтвэльном пространстве стандартной тепловыделяющей сборки реактора БН-350 в течение 22 и 23 микрокампаний при мощности 700 МВт (календарное время облучения 103,9 и 103,6 суток, перегрузка – 22 сут.). В рамках послереакторных исследований проводился радиохимический анализ нуклидного состава образцов, в котором измерялась масса актиноидов, а также ^{144}Ce .

3.2.1.1 Результаты референтных расчетов

Расчеты для образца $^{235}\text{UO}_2$ проводились с использованием специальных библиотек включающих сечения взаимодействия топлива с нейтронным потоком, кумулятивным и индивидуальными выходами изотопов на одно деление ядер ^{235}U и ^{239}Pu , подготовленных для быстрых реакторов с оксидным топливом. Удельная мощность предполагалась постоянной в течение всей кампании, а ее величина выбиралась так чтобы обеспечить правильное значение флюенса - $7,73 \pm 0,40 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$. Из таблицы 3.13, в которой приведены результаты расчета, видно хорошее согласие с экспериментом (которое характеризуется величиной Δ относительного отклонения). Наибольшее расхождение (занижение на 19%) имеет место для массы изотопа ^{236}U .

Таблица 3.13 – Сравнение с экспериментов результатов расчета модулем БОНУС-БН для образца $^{235}\text{UO}_2$

	Эксперимент		БОНУС-БН	Δ , %
	Начало облучения	Конец облучения	Конец облучения	
Масса, мг				
^{234}U	2,88	2,77	–	–
^{235}U	275,23	232,21	234,26	0,9
^{236}U	1,21	11,70	9,43	–19,4
^{238}U	33,35	33,32	32,64	–2,1
Сумма	312,6	280,00	276,32	–1,3
Активность, Г Бк				
^{137}Cs	–	4,24	3,81	–10,2
^{144}Ce	–	110	94,3	–14,6

Расчеты для образца $^{239}\text{PuO}_2$ проводились аналогично расчету $^{235}\text{UO}_2$. Значение флюенса составило $7,11 \pm 0,30 \cdot 10^{26} \text{ м}^{-2}$. Результаты расчетов приведены в таблице 3.14. Как видно, типично относительное отклонение расчета масс актиноидов составляет 10–20%, причем согласие по активности ^{144}Ce ~10–15%.

Таблица 3.14 – Сравнение с экспериментов результатов расчета модулем БОНУС-БН для образца $^{239}\text{PuO}_2$

	Эксперимент		БОНУС-БН	Δ , %
	Начало облучения	Конец облучения		
Масса, мг				
^{238}Pu	0,025	0,058	0,048	–17,4
^{239}Pu	461,842	392,201	387,843	–1,1
^{240}Pu	19,091	32,167	35,230	9,5
^{241}Pu	0,470	1,289	1,427	10,6
^{242}Pu	0,022	0,090	0,063	–30,2
^{241}Am	0,549	0,538	0,495	–8,0
$^{242\text{m}}\text{Am}$	0,000	0,016	0,013	–15,7
^{242}Cm	0,000	0,041	0,030	–27,6
Сумма	482,000	426,400	424,547	–0,4
Активность, ГБк				
^{144}Ce	–	125	111	–10,9

3.2.1.2 Анализ неопределенностей результатов валидации

Анализ неопределенностей результатов валидации выполнялся по модернизированной методике V&V20, описанной в [96]. На первом этапе анализа была принята неопределенность входных параметров, которые варьировались при выполнении вариационных расчетов, а также погрешности экспериментальных данных. Так как полная технологическая схема измерений не известна, то при выборе неопределенности экспериментальных данных, за основу приняты отклонения, приведенные в таблицах для каждого облученного образца. По этим данным сделана оценка погрешности определения массы для каждого актиноида и активности для ^{137}Cs и ^{144}Ce . Консервативно выбирались наибольшие значения погрешностей. В качестве диапазона принимаются характерные условия облучения образцов в РУ БН-350 со средней энергией нейтронов деления 0,2-0,8 МэВ и флюенсом от 0 до 10^{26} м^{-2} . В качестве неопределенности входных данных используется значение нейтронного потока. В расчетах, в качестве входного параметра, вместо потока используется значение удельной мощности (Вт/кг), которое подбирается таким образом, чтобы получить приведенные значения нейтронного потока. Соответственно, при анализе неопределенности использовалось варьирование удельной мощности. Для изотопов ^{137}Cs и ^{144}Ce , как продуктов деления, в качестве модельных параметров неопределенности взяты значения выходов на одно деление. Сводные

значения неопределенности входных параметров и параметров моделей представлены в таблице 3.16.

Таблица 3.15 – Неопределенность экспериментальных данных.

Актиноид	Диапазон измерения: средняя энергия нейтронов, МэВ/ флюенс, м ⁻²	Неопреде- ленность измерения, %	Неопреде- ленность оцифровки	Итоговая неопреде- ленность, %	Вид распределения
²³⁵ U	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	3.39	0	3.39	Нормальное
²³⁶ U	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	0.67	0	0.67	Нормальное
²³⁸ U	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	0.33	0	0.33	Нормальное
²³⁸ Pu	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	2.94	0	2.94	Нормальное
²³⁹ Pu	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	0.05	0	0.05	Нормальное
²⁴⁰ Pu	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	0.51	0	0.51	Нормальное
²⁴¹ Pu	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	0.20	0	0.20	Нормальное
²⁴² Pu	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	5.26	0	5.26	Нормальное
²⁴¹ Am	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	10.63	0	10.63	Нормальное
^{242m} Am	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	11.11	0	11.11	Нормальное
²⁴² Cm	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	5.36	0	5.36	Нормальное
²⁴⁴ Cm	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	12.82	0	12.82	Нормальное
¹³⁷ Cs	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	2.34	0	2.34	Нормальное
¹⁴⁴ Ce	0,2-0,8/0 -10 ⁻²⁶	2.31	0	2.31	Нормальное

Согласно методике, представленной в [96], было проведен анализ влияния количества расчетов на сходимость среднеарифметического значения активности в серии расчетов, т.е. на достаточность расчетов. Для визуализации результатов анализа на рисунках 3.1 - 3.2 представлена зависимость среднеарифметического значения активности ¹⁴⁴Ce для 500 расчетов. На графиках видно, что начиная со 100 расчетов, среднеарифметическое значение отклоняется не более чем на 1 %. Анализ неопределенности результатов расчета представлен в таблице 3.17. Параметр \bar{E} консервативно взят максимальным из таблиц 3.13-3.14, где сравниваются экспериментальные и расчетные значения массовых концентраций актиноидов и активности изотопов ¹³⁷Cs и ¹⁴⁴Ce. Неопределенность u_{input} получена из 500 расчетов с варьированием входных и модельных параметров. Неопределенность измерения u_D взята из таблицы 3.15. Неопределенность валидации u_{val} вычисляется по формуле 11 [96]. В строке $\bar{E} \pm u_{val}$ максимальное отклонение по абсолютному значению.

Таблица 3.16 – Неопределенность параметров моделей.

Параметр	Неопределенность	Вид распределения
Удельная мощность, Вт/кг	10 %	Нормальное
Выходы на одно деление (кумулятивные и индивидуальные для ^{137}Cs и ^{144}Ce)	10 %	Нормальное

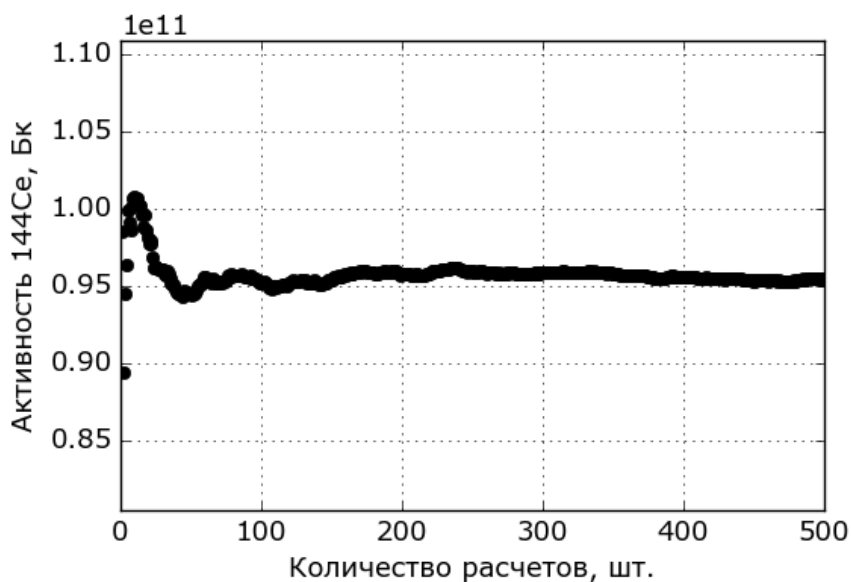


Рисунок 3.1 – Зависимость среднеарифметического значения активности ^{144}Ce для образца U

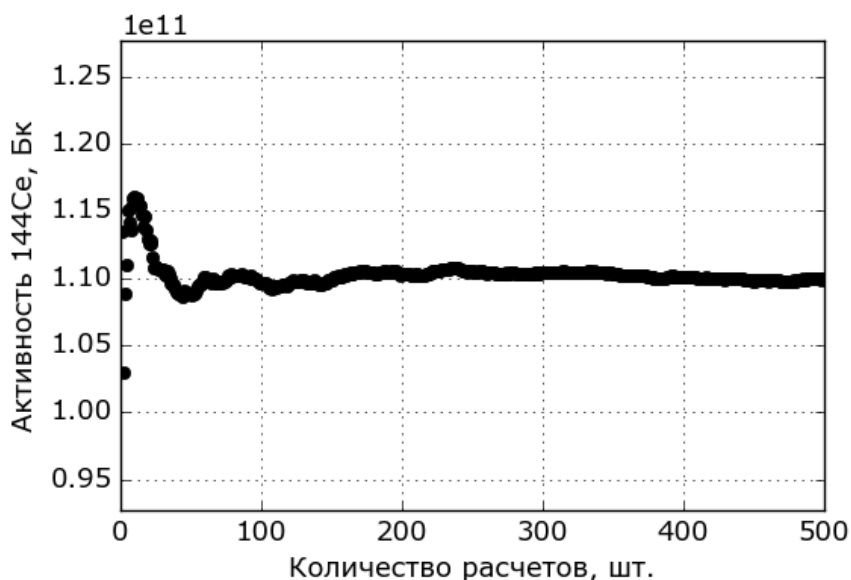


Рисунок 3.2 – Зависимость среднеарифметического значения активности ^{144}Ce для образца Pu

Таблица 3.17 – Результаты анализа неопределенностей расчетов по наработке актиноидов и активности отдельных изотопов

Нуклид	\bar{E}	u_{num}	u_{input}	u_D	u_{val}	$\bar{E} \mp u_{val}$
²³⁵ U	-3,20	0	1,16	3,39	3,58	6,78
²³⁶ U	-19,40	0	1,35	0,67	1,51	20,91
²³⁸ U	4,20	0	1,46	0,33	1,50	5,70
²³⁸ Pu	-17,40	0	1,65	2,94	3,37	20,77
²³⁹ Pu	-1,10	0	1,65	0,05	1,65	2,75
²⁴⁰ Pu	9,50	0	1,47	0,51	1,56	11,06
²⁴¹ Pu	10,60	0	1,78	0,20	1,79	12,39
²⁴² Pu	-30,20	0	3,11	5,26	6,11	36,31
²⁴¹ Am	13,30	0	2,46	10,63	10,91	24,21
^{242m} Am	-15,70	0	2,75	11,11	11,45	27,15
²⁴² Cm	31,00	0	2,35	5,36	5,85	36,85
²⁴⁴ Cm	18,60	0	2,35	12,82	13,03	31,63
¹³⁷ Cs	21,30	0	8,59	2,34	8,90	30,20
¹⁴⁴ Ce	-14,60	0	8,53	2,31	8,84	23,44

3.2.2 Кросс-верификация и валидация модуля РТОП-БНО с расчетами по коду КОРАТ и экспериментальными данными

В качестве примера валидации термомеханического модуля рассмотрим сопоставление расчетов с аттестованным кодом КОРАТ, разработанным ОАО «ВНИИНМ» [100],[103], а также сравнение измерений остаточных деформаций облученных твэлов по экспериментальным данным (тест из таблицы 3.9). Расчеты проводились для двух экспериментальных ТВС 1042 и Ц-63 [104], облученных в реакторе БН-600 в течение 3 и 5 микрокампаний, соответственно. Параметры эксплуатации ЭТВС приведены в таблице 3.18.

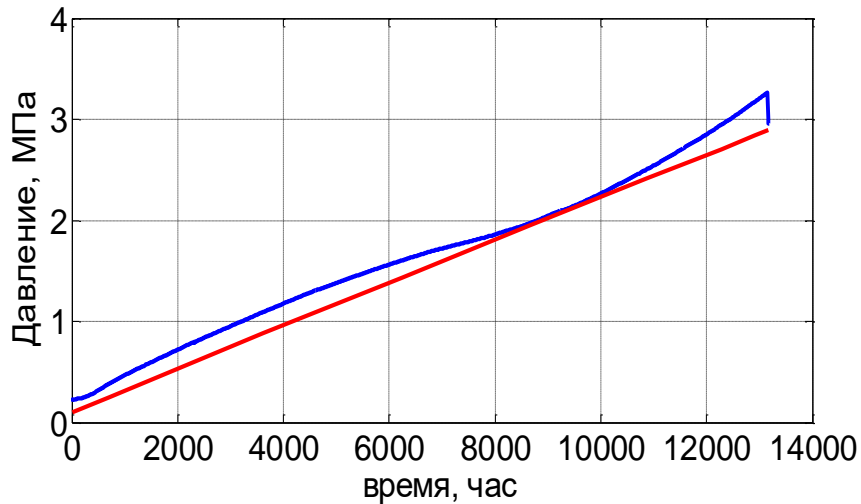
При номинальном облучении топливная таблетка из UO₂ в течение значительного времени (порядка 500 сут.) подвергается воздействию повышенных температур (в центре таблетки температура может достигать более 2000 °С) и температурных напряжений (перепад по таблетке порядка 700 – 1000 °С). В этих условиях большую роль при деформации таблеток играет ползучесть UO₂, причем результаты расчетов формоизменения таблеток существенно зависят от использованной корреляции.

Таблица 3.18 - Параметры ТВЭЛов экспериментальных ТВС, для которых проведены расчеты

Параметр	ЭТВС Ц-63	ЭТВС 1042
Материалы	Топливо – UO ₂ , оболочка – сталь ЧС-68 х.д.	
Внутренний диаметр таблетки, мм	1,75 мм	
Наружный диаметр таблетки, мм	5,90 мм	
Исходный радиальный зазор между топливом и оболочкой, мкм	100 мкм	
Толщина оболочки, мм	0,4	
Длина топливного сердечника, мм	750	1000
Длина нижнего компенсационного объема, мм	800	
Длина верхнего компенсационного объема, мм	40	
Давление гелия, МПа	0,1	
Пористость топлива, %	4	
Максимальное выгорание, % т.а.	11,6	9,6
Максимальная повреждающая доза, сна	87,5	73,5

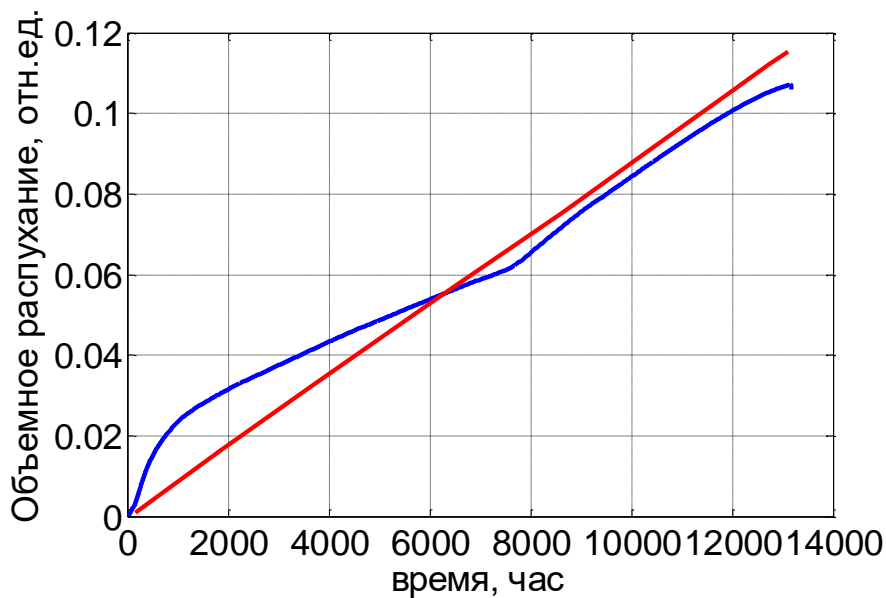
Для ЭТВС Ц-63 кодом КОРАТ проводился расчет давления газа под оболочкой ТВЭЛа и распухания топливной таблетки в наиболее энергонапряженной 5-й высотной зоне. Данные расчеты сравнивались с расчетами по модулю РТОП-БНО. Результаты сравнения показаны на рисунках 3.3, 3.4. Относительное отклонение расчета давления газа в компенсационном объеме на конечный момент времени облучения по сравнению с кодом КОРАТ составляет 11,4%.

Имеется отличие динамики распухания топливной таблетки (рисунок 3.4). Это связано с тем, что в модуле РТОП-БНО учитывается газовое распухание, в коде КОРАТ задано постоянная скорость распухания: 1 об.% распухания на 1% выгорания т.а. Тем не менее, имеется согласие формоизменения таблетки за счет распухания на конечный момент времени: относительное отклонение распухания по сравнению с кодом КОРАТ составляет 7,7%.



— - расчет по модулю РТОП-БНО, — - расчет по коду KORAT

Рисунок 3.3 - Изменение по кампании (часы) давления ГПД (кг/мм²) в компенсационном объеме твэла ЭТВС Ц-63



— - расчет по модулю РТОП-БНО, — - расчет по коду KORAT

Рисунок 3.4 - Изменение по кампании (часы) величины распухания (отн.ед.) топлива в центральном сечении 5 (375мм) твэла ЭТВС Ц-63

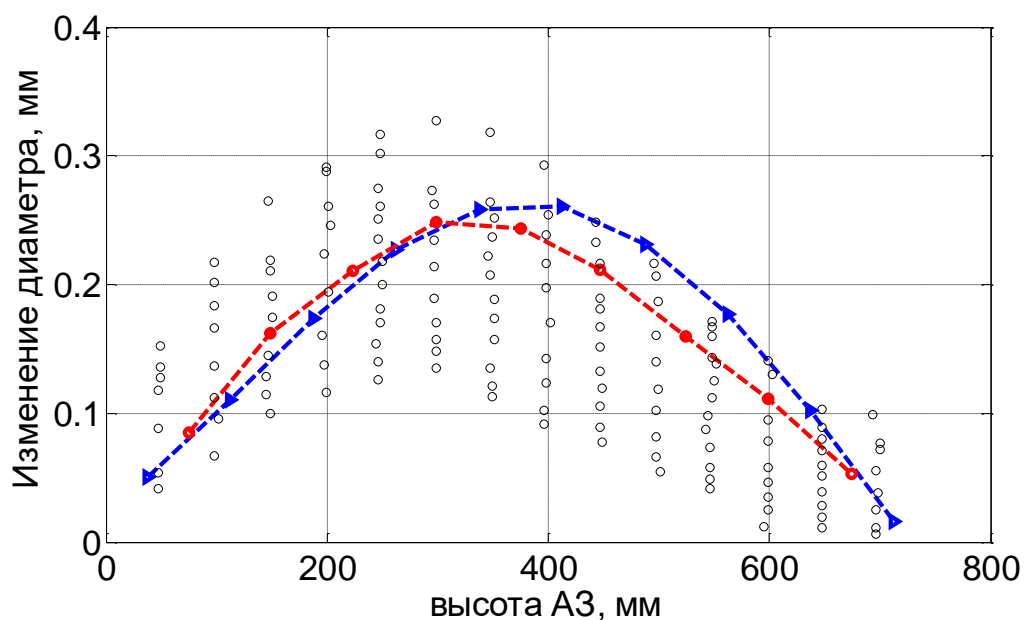
Рассчитанное по модулю РТОП-БНО необратимое формоизменение оболочки на конец облучения для ЭТВС Ц-63, Ц-1042 сравнивалось с расчетом по коду KORAT и с экспериментальными измерениями. Сравнение показано на рисунках 3.5, 3.6. Для обоих ЭТВС расчеты по модулю РТОП-БНО согласуются с экспериментальными данными с учетом разброса. По результатам сравнения расчетов с кодом KORAT оценивалось среднеквадратичное абсолютное отклонение по формуле (3.2), а также характерная величина относительного отклонения:

$$\varepsilon^* = \frac{\delta}{x_{\max}^{\text{экс}}} \quad (3.2)$$

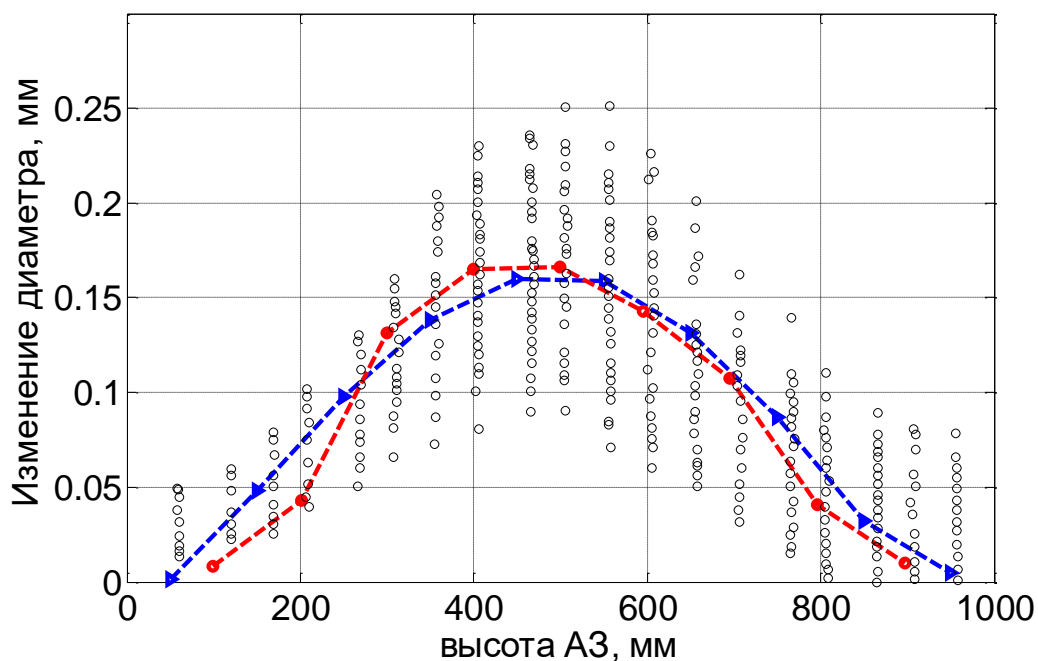
Величина (3.2) использовалась по той причине, что данные по формоизменению включают малые величины, измеренные с большой относительной погрешностью. Поэтому для нормировки использовалось максимальное значение необратимого формоизменения оболочки. Результаты сравнения расчетов по коду КОРАТ и модулю РТОП-БНО приведены в таблице 3.19. Сравнение показывает хорошее согласие расчетов.

Таблица 3.19 - Сравнение необратимого формоизменения оболочки, рассчитанного по коду КОРАТ и модулю РТОП-БНО на конец облучения.

ЭТВС	δ , мкм	ε^* , %
Ц-63	24	9,2
Ц-1042	16	9,8



—○— - код КОРАТ, —▼— - модуль РТОП-БНО, О – экспериментальные данные
 Рисунок 3.5 - Сравнение расчетного и экспериментального необратимого изменения диаметра (мм) оболочки твэла ЭТВС Ц-63 в конце кампании по высоте активной зоны



—○— - код КОРАТ, —▼— - модуль РТОП-БНО, ○ – экспериментальные данные
 Рисунок 3.6 - Сравнение расчетного и экспериментального необратимого изменения диаметра (мм) оболочки твэла ЭТВС Ц-1042 в конце кампании по высоте активной зоны

3.2.3 Валидация на эксперименте «Останов энергоблока в результате срабатывания БАЗ по факту отключения двух из трех ТГ при мощности реактора ~ 95 % $N_{ном}$ » на РУ БН-600

В рамках диссертации в качестве примера представлены результаты моделирования переходного процесса на РУ БН-600 режим «Останов энергоблока в результате срабатывания БАЗ по факту отключения двух из трех ТГ при мощности реактора на 95 % мощности». Отметим, что реакторные эксперименты, выполненные на РУ БН-600, также использовались для валидации связанной задачи теплогидравлики и нейтронной физики.

3.2.3.1 Описание сценария режима

Останов энергоблока №3 произошел 06.10.99 г. в процессе вывода его на номинальный уровень мощности после ППР с достигнутого уровня мощности ~95% $N_{ном}$ в результате срабатывания защиты БАЗ по факту отключения двух из трех ТГ после последовательного отключения персоналом ТГ-6 и ТГ-5. На 4, 6 ПГ в работе находились все восемь секций, 5 ПГ работал с семью секциями (секция 5Б4 была дистанционно отключена). Последовательность основных событий для данного режима приведена на таблице 3.20.

Таблица 3.20 – Последовательность основных событий

Время от начала, с	Событие
0	Отключение ТГ-6. Закрытие клапана 6М202
30	Отключение петли 6 (останов ГЦН-1 и ГЦН-2), ввод стержня АЗ-П, начало снижения ГЦН-1 5й и 6й петель
33	Закрытие ОК ГЦН 6й петли
34	Завершений снижения оборотов ГЦН-1 до уровня 780 об/мин
36	Отключение ТГ-5. Сигнал БАЗ – ввод все стержней АЗ в зону. Начало снижения оборотов ГЦН-1, ГЦН-2 4й и 5й петель. Закрытия клапана. Закрытия клапана 5М202
66	Выход ГЦН-1 4 й петли на частоту 287 об/мин
70	Выход ГЦН-1 5й петли на частоту 287 об/мин
90	Выход ГЦН-2 4й петли на частоту 350 об/мин
130	Выход ГЦН-2 5й петли на частоту 310 об/мин
279	Отключения ТГ-4. Закрытие клапана 4М202
2790	Начало повышения оборотов ГЦН-2 4 й и 5й петель.
2886	Выход ГЦН-2 4й петли на частоту 503 об/мин
2998	Выход ГЦН-2 5й петли на частоту 498 об/мин
5302	Завершение эксперимента

Исходные параметры состояния энергоблока для данного режима приведены в таблице 3.21 [85].

Таблица 3.21 – Исходные параметры состояния энергоблока

Параметр	Единица измерения	4 петля	5 петля	6 петля
Мощность блока	%	95		
Первый контур				
Скорость вращения ГЦН-1	об/мин	975	999	971
Температура натрия на выходе из ТВС	° С	520 ÷ 570		
Температура натрия на входе в ПТО - А/Б	° С	524/534	534/536	524/529
Температура натрия на выходе из ПТО - А/Б	° С	365/376	368/381	367/383
Расход натрия по первому контуру	кг/с	7300		
Расход натрия через ПТО одной петли	кг/с	2340	2340	2340
Второй контур				

Параметр	Единица измерения	4 петля	5 петля	6 петля
Скорость вращения ГЦН-2	об/мин	717	718	725
Температура натрия на входе в ПГ	° С	506	497	503
Температура натрия на выходе из ПГ - А/Б	° С	320/321	314/313	315/317
Расход натрия во втором контуре	кг/с	1969	1994	2046
Третий контур				
Температура питательной воды	° С	174	160	170
Расход питательной воды	кг/с	143	143	145
Расход пара промперегрева	кг/с	143	143	114
Давление острого пара	МПа	11.3	11.7	11.8
Давление пара в коллекторе СПП	МПа	12.1	12.8	12.8
Давление пара промперегрева на входе в ПП	МПа	2.6	2.3	2.3
Давление пара промперегрева на выходе из ПП	МПа	1.9	2.0	2.1
Температура пара на входе в ПП	° С	291	285	283
Температура пара на выходе из ПП	° С	493	492	492
Температура острого пара	° С	501	498	497

3.2.3.2 Результаты расчёта

В данном эксперименте были последовательно остановлены все турбогенераторы, и расхолаживание РУ производилось за счет подачи питательной воды в ПГ. Расхолаживание по 1-му и 2-му контурам происходит за счет работы ГЦН-1 и ГЦН-2 для 4-й и 5-й петли, 6-я петля работает на ЕЦ. Характер циркуляции теплоносителя по 2-му контуру и питательной воды в ПГ определяет характер изменения температуры в теплообменном оборудовании 1-го и 2-го контуров. Локальные колебания расхода питательной воды в ПГ приводят к колебаниям температуры на входе и выходе ПТО и ПГ работающих 4-й и 5-й петлей (рисунки 3.7, 3.8, 3.10, 3.11 соответственно). Расчетные изменения температуры в ПТО 1-го контура для 4-й и 5-й петлей слегка опережают экспериментальные, что связано с не учетом инерционности термопары, которая составляет порядка 20 секунд. При этом погрешность не превышает в абсолютном значении 20 К, что составляет порядка 15%. Температуры в ПГ дают более точное соотношение с экспериментом (относительная погрешность не более 8%), что, по-видимому, связано с меньшей инерционностью термопар в ПГ. В 6-й отключенной петле для исключения прохода через ПГ «горячего» натрия при ЕЦ происходит отключение с 79

секунды петли за счет отсечного клапана на входе ПГ. Расход питательной воды постепенно снижается до 0 кг/с в районе 150 секунды, что приводит к расхолаживанию ПГ за счет выкипания воды. Затем в диапазоне от 300 до 2100 секунды происходит подача воды из системы 5-й петли, что отражено в увеличении скорости расхолаживания натрия в ПГ (рисунок 3.11). Т.к. расход по 2-му контуру остановлен, то температуры в ПТО 6-й петли практически не зависят от температуры в ПГ и определяются теплообменом в первом контуре. График изменения температуры в ПТО 6 представлен на рисунке 3.9. Максимальные отклонения от эксперимента по температурам в 6-й петле не превышает 15-17 К. Для задания мощности в данном расчете использовался модуль точечной кинетики QUASIK. Результаты сравнения расчета изменения мощности при срабатывании АЗ-П и после срабатывания БАЗ с экспериментом представлены на рисунке 3.12

Результаты верификации кода на эксперименте с отключением петли подтверждают заявленную точность интегрального кода СОКРАТ-БН

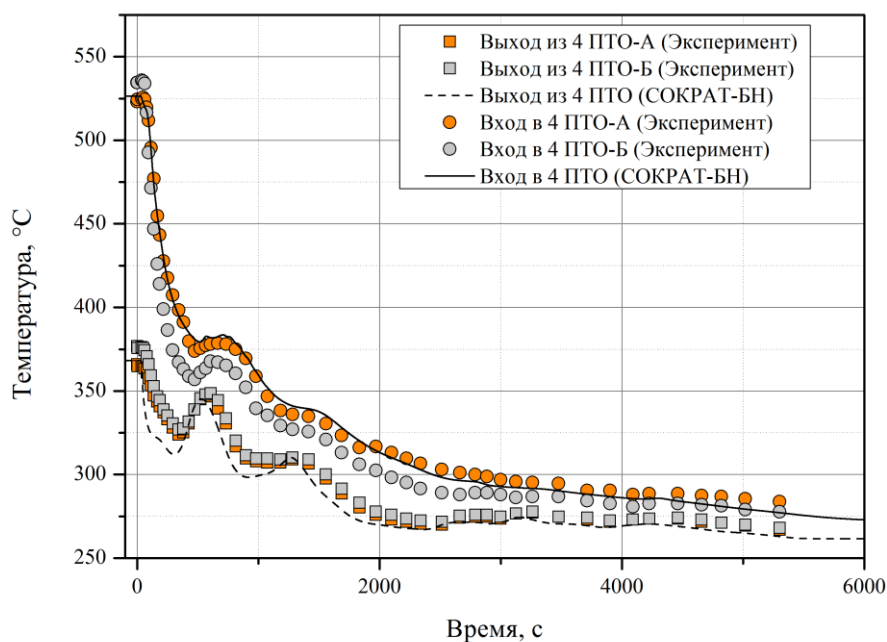


Рисунок 3.7 – Температура натрия первого контура на входе и выходе в ПТО4

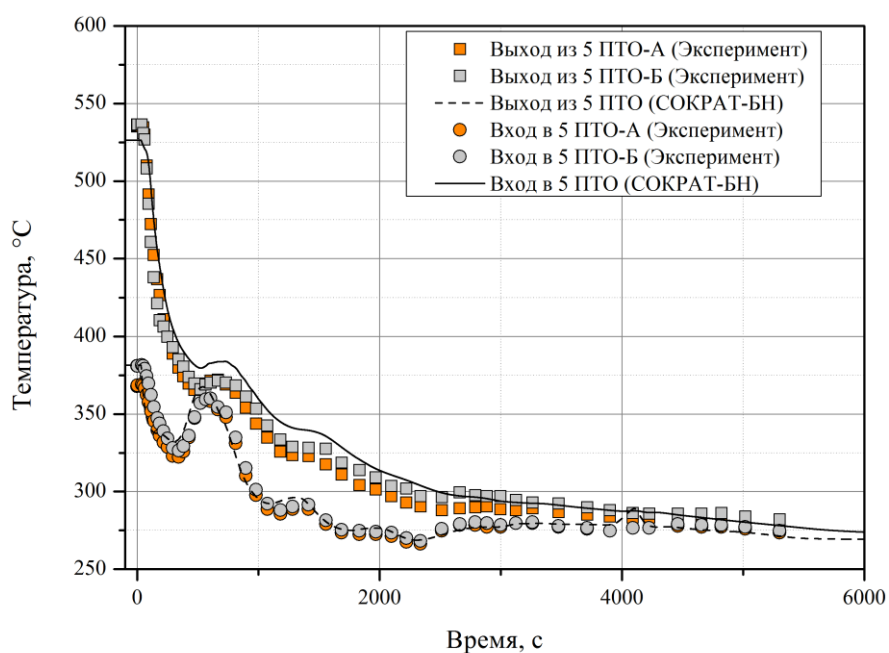


Рисунок 3.8 – Температура натрия первого контура на входе и выходе ПТО5

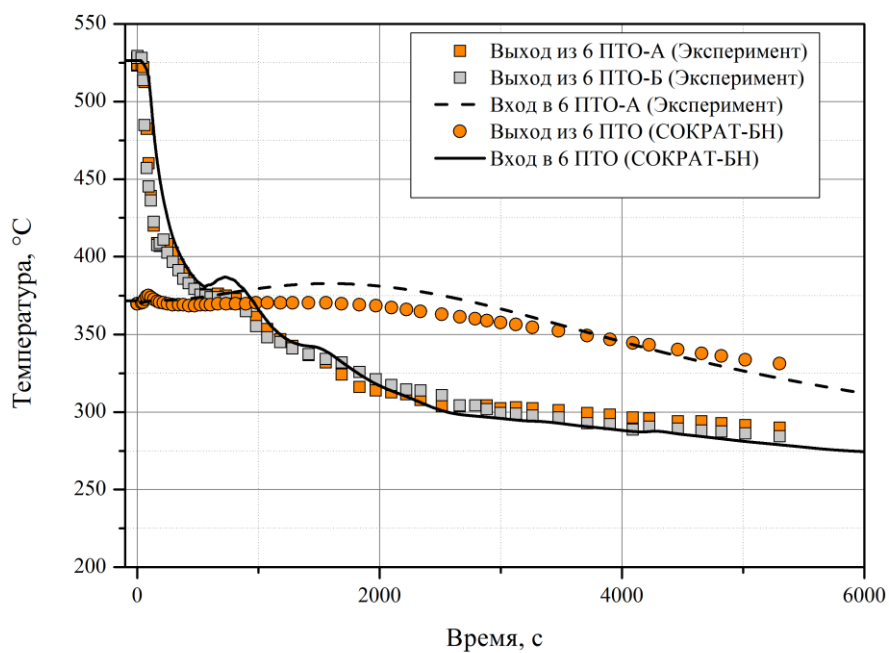


Рисунок 3.9 – Температура натрия первого контура на входе и выходе из ПТО6

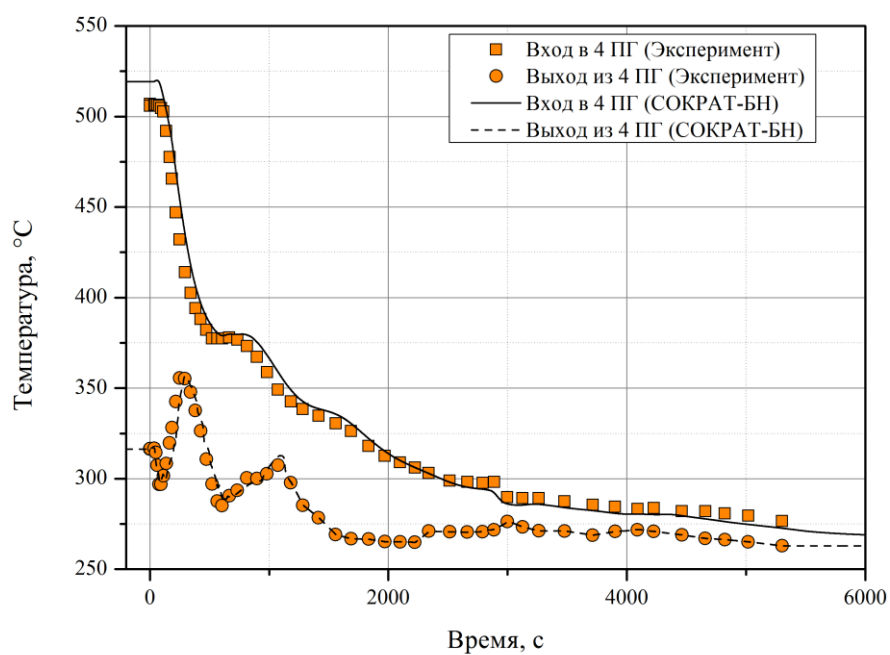


Рисунок 3.10 – Температура натрия на входе и выходе ПГ4

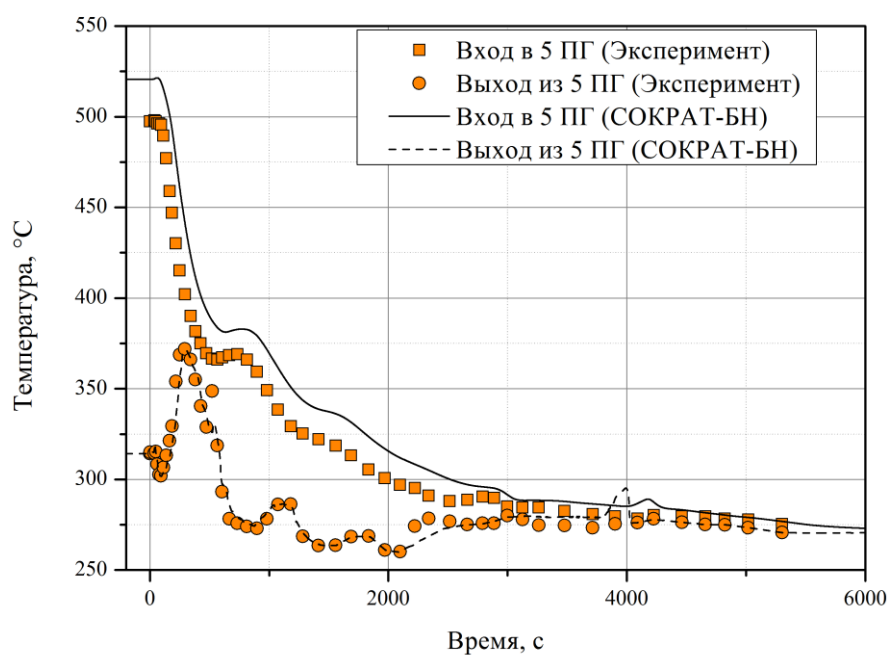


Рисунок 3.11 – Температура натрия на входе и выходе ПГ5

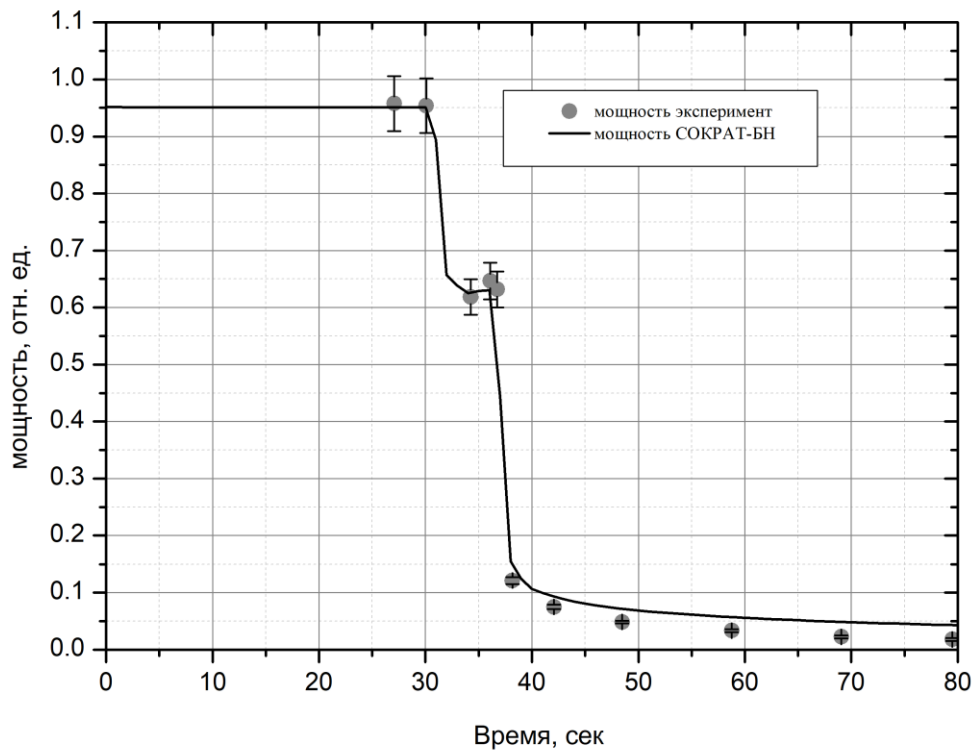


Рисунок 3.12 – Изменение мощности РУ

Количественная оценка полученной при расчёте погрешности температуры натрия представлена в таблице 3.22.

Оценка погрешности для данного режима выполнялась для абсолютных значений температур в °С:

Отклонение от эксперимента:

$$x_i = x_{\text{эксп}} - x_{\text{расчет}}$$

Среднее значение ошибки между расчетом и экспериментом:

$$\bar{x} = \sum_{i=1}^N \frac{x_i}{N}$$

Стандартное отклонение:

$$\sigma = \sqrt{\sum_{i=1}^N \frac{(x_i - \bar{x})^2}{N-1}}$$

Таблица 3.22 – Оценка погрешности температуры натрия

Параметр	Количество экспериментальных точек	Среднее значение отклонения между расчётом и экспериментом	Среднеквадратичное отклонение
Температура натрия (Вход в ПТО4), °С	54	0,5	3,9
Температура натрия (Выход из ПТО4), °С	54	8,4	8,3
Температура натрия (Вход в ПТО5), °С	54	9,8	8,6
Температура натрия (Выход из ПТО5), °С	54	1,6	6,9
Температура натрия (Вход в ПТО6), °С	54	7,1	17,9
Температура натрия (Выход из ПТО6), °С	54	6,2	5,8

3.2.4 Валидация на результатах измерения изменения мощности на РУ БН-600 в технологическом режиме «Отключение теплоотводящей петли при работе РУ на 100 % мощности»

В качестве примера валидации модулей точечной кинетики и диффузионной модели рассмотрен интегральный эксперимент с изменением мощности в РУ БН-600 при срабатывании стержня петлевой защиты АЗ-П и поддержании заданной мощности регулирующим стержнем АРМ-1. В эксперименте рассматривался режим с дистанционным отключением 5-й петли 30 июня 2010 года оперативным персоналом для устранения дефекта на трубопроводе питательной воды ПГ 5-й петли. Данный эксперимент также использовался для верификации связанной задачи теплогидравлики и нейтронной физики.

Краткая характеристика эксперимента

Поскольку для валидации мы используем период динамического изменения мощности при работе системы управления и защиты, приведем его краткую характеристику. Хронометраж режима с отключением 5-й петли начинается 30 июня в 07:01:59. Это время выбирается за 0 секунду и далее все события привязываются к нему. Соответственно последовательность исходных событий выглядит следующим образом:

- 0 секунда – автоматическое отключение 5 ГЦН-2;
- 5 секунда – отключился 5 ГЦН-1 и произошел ввод стержня АЗ-П и стержня 1 АР;
- 9 секунда – закрылся обратный клапан;
- 126 секунда – отключился электронасос подачи питательной воды 5-й петли ПЭН;
- 139 секунда – произошло отсечение ПП и ОП парогенератора 5-й петли.

3.2.4.1 Результаты расчёта

На рисунках 3.13– 3.14 приведены результаты нестационарного расчета РУ БН-600 с подключенным нейтронно-физическим модулем. В данном разделе приведены данные только по нейтронно-физическим параметрам.

График на рисунке 3.13 демонстрирует перемещение стержня АРМ (РС) совместно с работой АЗ-П при переводе мощности на уровень 66 % (рисунок 3.14). На графике (рисунок 3.13) приведены расчетные данные по изменению положения стержня АЗ-П (синяя кривая с круглыми маркерами), положение стержня АРМ-1 (РС1) (черная кривая с квадратными маркерами), положение стержня АРМ-2 (РС2) (розовая кривая с треугольными маркерами) и экспериментальная кривая перемещения стержня АРМ-1 (РС1) (синяя кривая с ромбовидными маркерами). Дополнительно представлена кривая изменения положения стержня РС1 для точечной кинетики (зеленая кривая с ромбовидными маркерами). Экспериментальные зависимости для стержней АЗ-П и АРМ-2 (РС2) не приводятся, т. к. первый опускается в а.з. за 1 секунду и дальше его положение не меняется, а второй остается в начальном положении и в регулировании мощности не участвует – оба экспериментальных значения полностью повторяют расчетные данные. Описание процесса работы стержней описывается ниже.

В соответствии с алгоритмом работы в начальный момент времени стержень АРМ-1 (РС1) находился на отметке 443 мм относительно нижнего концевика. При срабатывании сигнала «отключение петли №5» произошел ввод стержня совместно со стержнем АЗ-П. При этом АЗ-П погружается в а.з. до нижнего концевика, а АРМ-1 (РС1) до отметки 259 мм. В расчете стержень АРМ-1 (РС1) погружается до отметки 235 мм (270 для точечной кинетики). В эксперименте на начальном этапе снижение мощности идет до 65%, в расчете до 61% (65,4% для точечной кинетики). Затем для компенсации избыточной реактивности стержень АРМ-1 (РС1) выходит на отметку 564 мм, стабилизируя мощность на уровне 65%. Расчетный стержень АРМ-1 (РС1) выходит на отметку 585 (584 для точечной кинетики) мм.

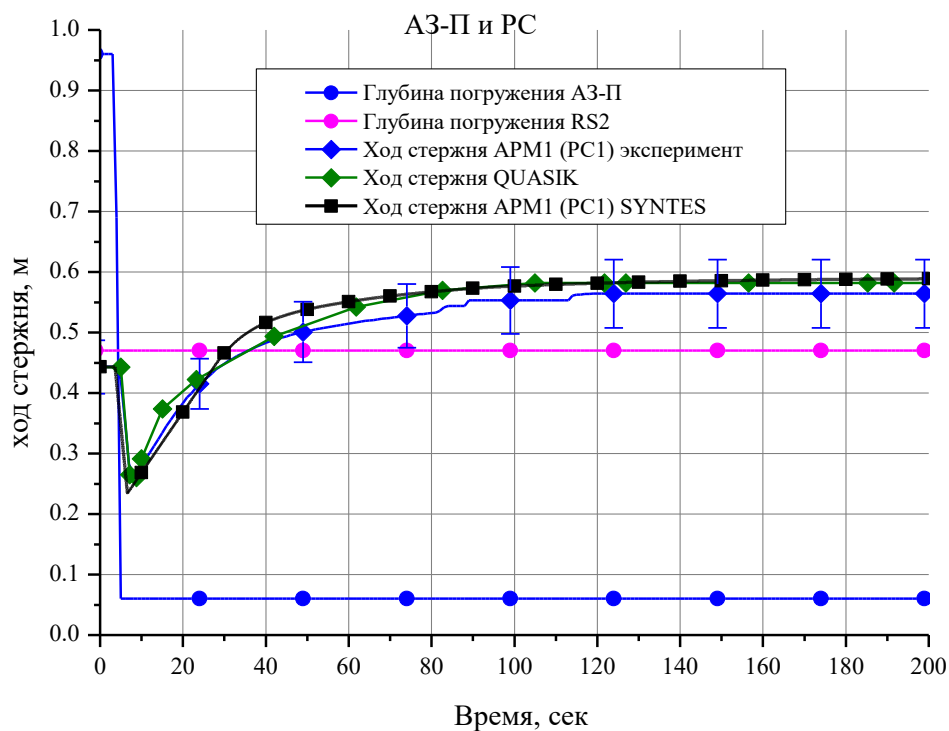


Рисунок 3.13 – Положение стержней СУЗ

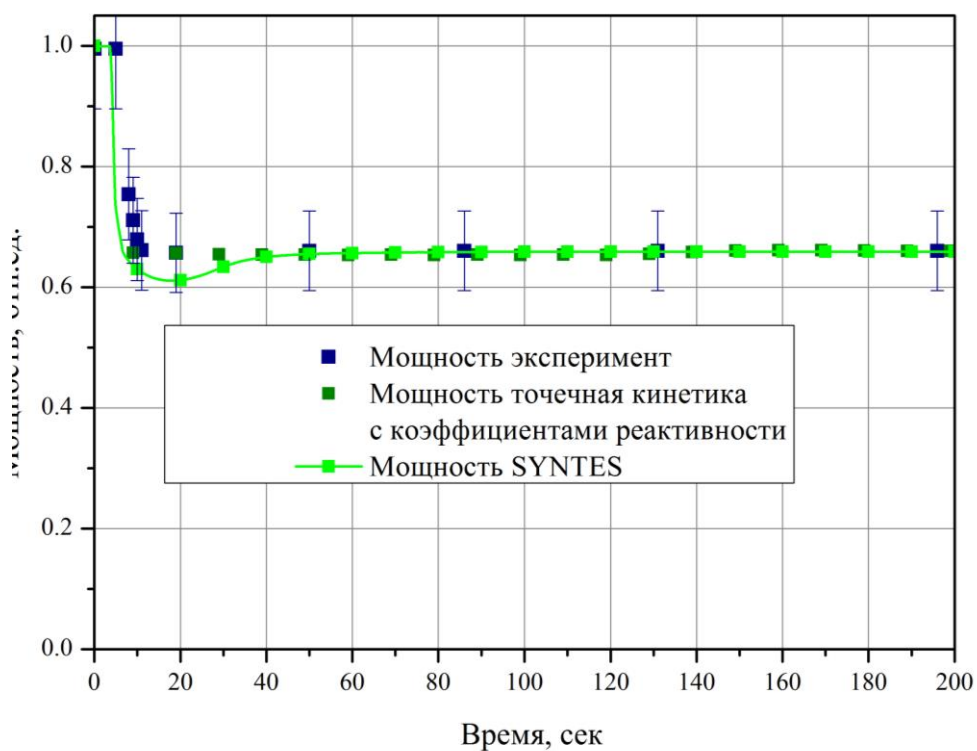


Рисунок 3.14 – Относительная мощность РУ

3.2.4.2 Оценка точности моделирования экспериментов

Для оценки точности моделирования экспериментов использован метод FFTBM основанный на быстром преобразования Фурье [106]. Данный метод широко используется

для оценки качества моделирования системными теплогидравлическими кодами переходных процессов. В методе FFTBM погрешность расчета по отношению к эксперименту вычисляется в Фурье-пространстве. Основой данного метода служит представление временной зависимости $F(t)$ на интервале $[t_1; t_2]$ в виде суммы ряда тригонометрических функций:

$$\tilde{F}_k = \frac{1}{N} \sum_{n=0}^{N-1} F_n e^{-2\pi i k t_n}, \quad (3.3)$$

где F_n — значение функции $F(t)$ в момент времени $t_n = \frac{n}{N}(t_2 - t_1)$; \tilde{F}_k — k -я гармоника; N — количество точек на временной оси. Формулу (3.3) применяют к расчетной и экспериментальной временным зависимостям. Для каждой пары сравниваемых временных зависимостей вычисляется величина AA , характеризующая среднюю амплитуду отклонений, и WF , характеризующая частоту, на которой наблюдаются наибольшие отклонения, по формулам:

$$AA = \frac{\sum_{k=0}^N |\tilde{S}_k - \tilde{D}_k|}{\sum_{k=0}^N |\tilde{D}_k|}, \quad (3.4)$$

$$WF = \frac{\sum_{k=0}^N |\tilde{S}_k - \tilde{D}_k| \cdot \frac{k}{(t_2 - t_1)}}{\sum_{k=0}^N |\tilde{D}_k|}, \quad (3.5)$$

где \tilde{S}_k — k -я гармоника расчетной временной зависимости; \tilde{D}_k — k -я гармоника экспериментальной временной зависимости.

По формулам (3.4) и (3.5) вычисляются величины AA и WF для каждой пары сравниваемых временных зависимостей. Чтобы получить количественную оценку точности моделирования эксперимента в целом вычисляются величины AA_{tot} и WF_{tot} по формулам:

$$AA_{tot} = \sum_{n=1}^{N_{var}} AA_n \cdot w_{f,n}, \quad (3.6)$$

$$WF_{tot} = \sum_{n=1}^{N_{var}} WF_n \cdot w_{f,n}, \quad (3.7)$$

$$\sum_{n=1}^{N_{var}} w_{f,n} = 1, \quad (3.8)$$

где N_{var} — количество сравниваемых параметров; $w_{f,n}$ — весовой коэффициент n -ого параметра, который учитывает важность параметра с точки зрения безопасности.

Весовые коэффициенты в свою очередь вычисляются по формуле:

$$w_{f,n} = \frac{w_{exp,n} \cdot w_{saf,n} \cdot w_{norm,n}}{\sum_{n=1}^{N_{var}} w_{exp,n} \cdot w_{saf,n} \cdot w_{norm,n}}, \quad (3.9)$$

где $w_{exp,n}$ — коэффициент, учитывающий точность экспериментальных данных, которая характеризуется неопределённостью измерительных приборов, методов измерений; $w_{saf,n}$ — коэффициент, выражающий важность параметра с точки зрения безопасности; $w_{norm,n}$ — параметр нормализации; характеризует физические связи, существующие между различными параметрами. Сравнение проводится по температуре оболочек и давлению в ВК.

В таблице 3.23 приведены значения весовых коэффициентов (по умолчанию они взяты равными 1)

Таблица 3.23 – Весовые коэффициенты метода FFTBM

Параметр	w_{exp}	w_{saf}	w_{norm}
Изменение мощности	1,0	1,0	1,0
Ход стержня	1,0	1,0	1,0

По значению величины AA_{tot} проводится качественная квалификация расчетов:

$AA_{tot} \leq 0,3$ — «очень хорошее» совпадение;

$0,3 < AA_{tot} \leq 0,5$ — «хорошее» совпадение;

$0,5 < AA_{tot} \leq 0,7$ — «плохое» совпадение;

$0,7 < AA_{tot}$ — «очень плохое» совпадение;

В таблице 3.24 приведены результаты сравнения расчетных и экспериментальных данных. Для сравнения с расчетами на каждом аксиальном уровне выбраны термодары, которые описывают эволюцию температуры оболочки в среднем. Значение величины AA_{tot} в обоих случаях попадает в диапазон $\leq 0,3$ и, следовательно, можно сделать вывод, что результаты расчетов в целом «очень хорошо» согласуются с экспериментальными данными.

Таблица 3.24 – Количественная оценка точности моделирования эксперимента

Параметр	AA	WF
Изменение мощности	0,17	$1,8 \cdot 10^{-2}$
Ход стержня	0,12	$1,1 \cdot 10^{-2}$
	AA_{tot}	WF_{tot}
Итого	0,14	$1,4 \cdot 10^{-2}$

Сравниваемыми параметрами в данных расчетах являются изменение мощности и движение стержней (данный параметр подтверждает согласованность расчета изменения плотности потока нейтронов и изменение мощности). В таблице 3.25 приведены погрешности данных параметров в виде среднего \bar{E} и стандартного отклонения и полной погрешности $\max[\bar{E} \pm \sigma]$.

Таблица 3.25 – Результаты количественной оценки отклонений результатов расчета

Параметр	\bar{E}	σ	$\max[\bar{E} \pm \sigma]$
Изменение мощности	1	$\pm 3,3$	$\pm 4,3$
Ход стержня	3,5	$\pm 4,1$	$\pm 7,6$

3.2.5 Валидация по данным показаний системы КГО в газовой полости реактора РУ БН-600 при разгерметизации твэла во время 54 МКК

Данный эксперимент позволяет валидировать согласованную работу модулей теплогидравлики и переноса ПД в связанной постановке задачи. Рассмотрены данные по выбросу ГПД в теплоноситель первого контура в результате разгерметизации одного твэла.

С помощью кода СОКРАТ-БН моделировалось поведение изотопов ксенона и криптона в первом контуре РУ БН-600 при разгерметизации одного твэла во время 54 микрокампании (МКК). В рамках данного расчета рассматривалось изменение активности ГПД в газовой полости реактора в результате выброса активности, зафиксированного системой КГО БН-600 25.0.2008 в 7:00 [93]. Обработка данных КГО показала, что в конце 54 МКК разрушился один твэл в ТВС зоны малого обогащения №10787 (смешанное уран-плутониевое оксидное топливо). Сборка находилась в активной зоне с 51 по 54 МКК. Режим облучения ТВС приведен в таблице 3.26 (указано время нахождения сборки под облучением и в режиме перегрузки).

Таблица 3.26– Режим облучения ТВС

Номер МКК	51		52		53		54
Длительность, сутки	119,6	14	161,1	52	126,8	12	165
Энерговыработка, МВт·сут	526,3	0	666,4	0	507,9	0	605,3

Масса делящихся материалов на начало выгорания составляла (кг): ^{238}U –0.1067, ^{235}U –0.1067, ^{238}Pu –0.0142, ^{239}Pu –5.524, ^{240}Pu –0.3047, ^{241}Pu –0.0268, ^{242}Pu –0.0236.

Для данного эксперимента источник ПД в твэлах рассматриваемой ТВС рассчитывалось с помощью аттестованной программы ГЕФЕСТ [94]. Эти данные по

накоплению ПД в а.з. БН-600 в автоматическом режиме считывались модулем ТВЭЛ-БН в составе кода СОКРАТ-БН и в дальнейшем используются при расчетах источника выхода ПД в теплоноситель первого контура.

Предполагалось, что после появления газовой неплотности твэла, накопленный в зазоре оболочка-топливо, газ за конечное время выходит в теплоноситель. Как показывает опыт эксплуатации, после выброса газа дефект в оболочке твэла может не закрываться полностью, и в этом случае имеет место постоянное поступление газа в теплоноситель.

Предполагалось, что повреждение твэла происходит во время стационарного режима нормальной эксплуатации РУ БН-600. Данный расчет проводился со следующим набором входных параметров: параметр дегазации $K_{deg} = 0,055$ м/с, средний объемный расход газа в трубопроводах газовой системы – $3,0$ м³/час.

Результаты расчета по выходу в ГПР изотопов Хе и Кг представлены на рисунках 3.15-3.17.

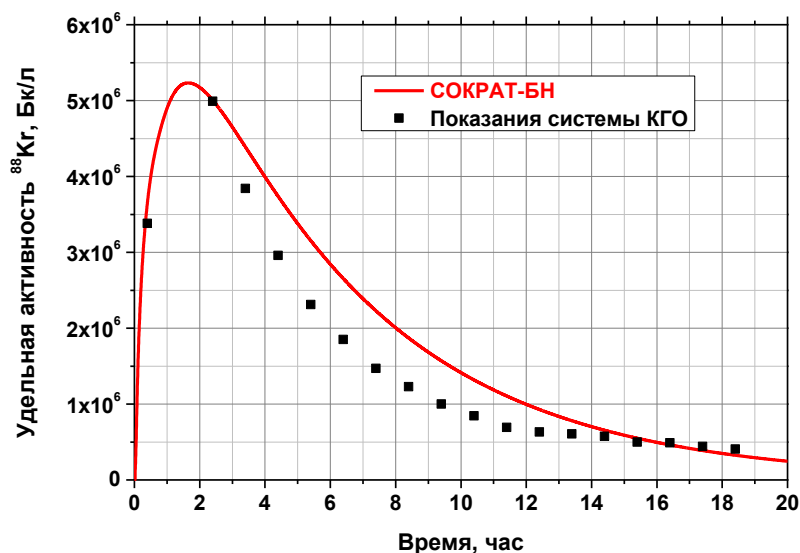


Рисунок 3.15 – Изменение удельной активности изотопа ⁸⁸Кг в ГПР. Маркеры – показания системы КГО, линия – расчет по коду СОКРАТ-БН

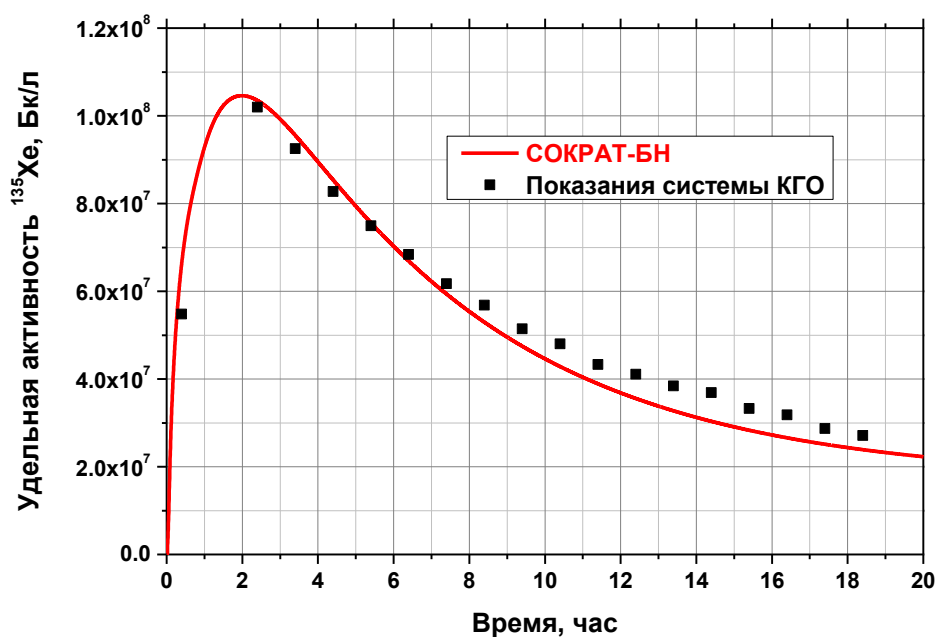


Рисунок 3.16 – Изменение удельной активности изотопа ^{135}Xe в ГПР. Маркеры – показания системы КГО, линия – расчет по коду СОКРАТ-БН

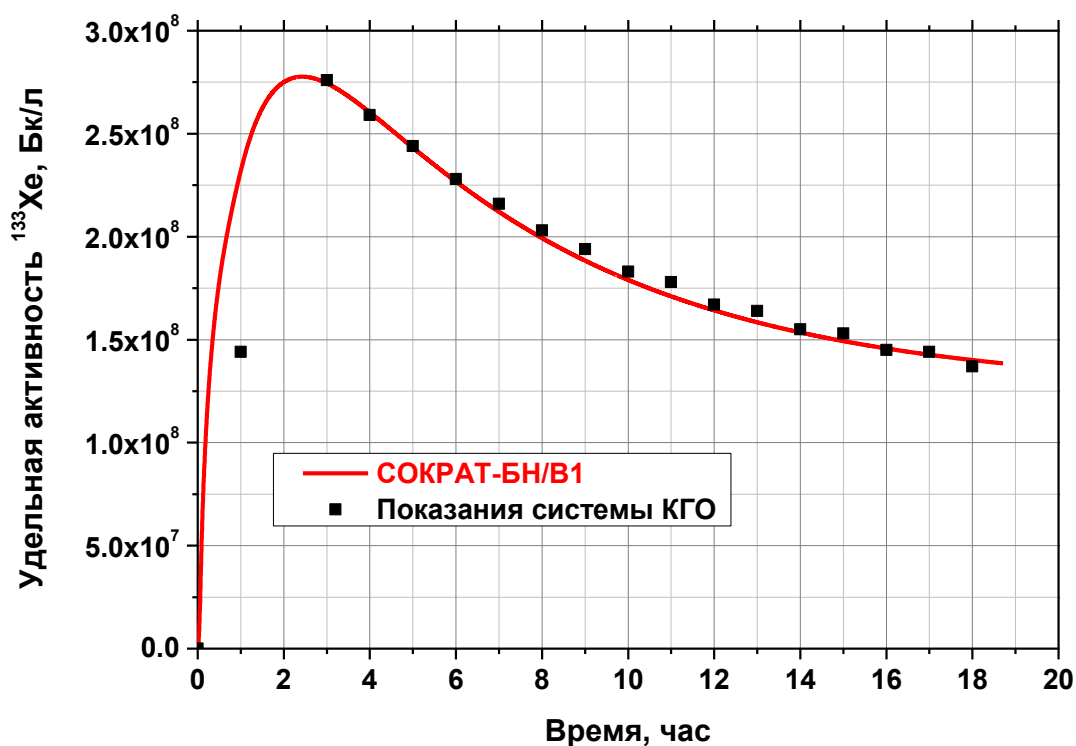


Рисунок 3.17 – Изменение удельной активности изотопа ^{133}Xe в ГПР. Маркеры – показания системы КГО, линия – расчет по коду СОКРАТ-БН

Погрешности сходимости расчетных и экспериментальных данных для данного теста приведены в таблице 3.27. Отклонения результатов расчета от показаний системы КГО могут быть связаны с отклонением расчетной скорости циркуляции газа в газовой системе от экспериментальной и с отличием, заданного в расчетах, источника ПД в теплоноситель от экспериментального.

Таблица 3.27– Погрешности сходимости расчетных и экспериментальных данных

Изотоп	Среднеквадратичная погрешность, %	Максимальная погрешность, %	Средняя погрешность, %
^{133}Xe	11,2	55,0	16,0
^{135}Xe	9,5	21,0	10,5
^{88}Kr	20,8	62,0	32,1

3.2.6 Верификация на аналитических тестах модуля точечной кинетики

3.2.6.1 Сценарий аналитических задач нейтронной кинетики

Для всех задач использовался единый сценарий развития переходного процесса. В течении 5 секунд поддерживается стационарное значение мощности, затем выполняется резкое возмущение по реактивности и рассматривается переходный процесс в течении 15 секунд. Расчетная сетка по времени имеет шаг 10^{-5} с. для того, чтобы приблизиться к величине Λ – времени жизни мгновенных нейтронов ($\Lambda=4.2117335*10^{-7}$ с).

Использовалась следующая последовательность событий:

- работа на стационарном уровне N_0 в течение $t_0 = 5$ с;
- скачкообразный ввод реактивности ρ_0 в момент времени 5,1 с;
- завершение переходного процесса (момент окончания расчета) – 20 с.

Если реактивность вводится скачком, а затем в течение всего процесса не изменяется (ступенька реактивности), то в этом случае система уравнений точечной кинетики имеет точное математическое решение, которое можно получить, например, с помощью преобразования Лапласа [151]:

$$N(\tau) = N_0 \sum_{k=1}^{J+1} N_k \exp(\omega_k \tau); \quad \tau = t - t_0, \quad (3.10)$$

Здесь $N_0=N(\tau=0)$ – начальное значение мощности, N_k – амплитуда k-й компоненты, а ω_k – обратный период (с^{-1}) k-й компоненты решения. Предполагается, что уравнение для реактивности (7.2) имеет простой вид:

$$\rho(t) = \begin{cases} 0 & (t < t_0) \\ \rho_0 & (t \geq t_0) \end{cases}, \quad (3.11)$$

где ρ_0 – заданный скачок реактивности ($\rho_0=\text{const}$).

Значение амплитуды k-й компоненты мощности N_k вычисляются по формуле:

$$N_k = N_o \frac{\Lambda + \sum_{j=1}^J \frac{\beta_j}{\omega_k + \lambda_j}}{\Lambda + \sum_{j=1}^J \frac{\lambda_j \beta_j}{(\omega_k + \lambda_j)^2}} \quad (3.12)$$

Обратный период ω_k является решением известного уравнения “обратных часов”:

$$\rho_o = \omega_k \Lambda + \omega_k \sum_{j=1}^J \frac{\beta_j}{\omega_k + \lambda_j} \quad (3.13)$$

Выражение (3.13) можно преобразовать в уравнение степени (J+1) относительно ω_k , где J – число групп запаздывающих нейтронов. Очевидно, что аналитическое решение уравнения (3.13) удобнее всего получить для случая одной «эффективной» группы запаздывающих нейтронов. Для иллюстрации численных расчетов различных переходных процессов, как правило, используют «эффективную» постоянную распада λ , вычисляемую по следующей формуле:

$$\lambda = \left(\sum_{j=1}^J \frac{\beta_j / \beta}{\lambda_j} \right)^{-1} \quad (3.14)$$

Тогда выражение (7.4) преобразуется к простому виду:

$$\rho_o = \omega_k \Lambda + \frac{\omega_k \beta}{\omega_k + \lambda} \quad (3.15)$$

Это уравнение является квадратным; его решение ($k = 1, 2$):

$$\omega_k = \frac{1}{2\Lambda} \left[(\rho_o - \beta - \lambda\Lambda) \mp \sqrt{(\rho_o - \beta - \lambda\Lambda)^2 + 4\lambda\Lambda\rho_o} \right] \quad (3.16)$$

Соответственно значение амплитуды k-й компоненты мощности N_k ($k = 1, 2$) можно определить по формуле:

$$N_k = N_o \frac{\Lambda + \frac{\beta}{\omega_k + \lambda}}{\Lambda + \frac{\lambda \beta}{(\omega_k + \lambda)^2}} \quad (3.17)$$

Тогда аналитическое решение задачи с одной эффективной группой запаздывающих нейтронов представляется в виде:

$$N(\tau) = N_o [N_1 \exp(\omega_1 \tau) + N_2 \exp(\omega_2 \tau)]; \quad \tau = t - t_o, \quad (3.18)$$

где ω_k и N_k ($k = 1, 2$) определяются из выражений (3.17) и (3.18).

3.2.6.2 Результаты верификации на аналитических задачах

Для верификации нейтронно-физического модуля была разработана упрощенная расчетная модель без учета обратных связей по коэффициентам реактивности. Моделирование возмущения по реактивности производилось введением одного из стержней СУЗ с заданной эффективностью для задания отрицательной реактивности или извлечением СУЗ для задания положительной реактивности со скоростью 10 м/с. Для моделирования однокрупного приближения использовались усредненные по 6-ти группам значения доли запаздывающих нейтронов и постоянных распада. Параметры модели приведены в таблице 3.28.

Таблица 3.28 - Параметры задач нейтронной кинетики

Параметр	Значение
Время жизни мгновенных нейтронов Λ (с)	$4,2117335 \times 10^{-7}$
Доля предшественников запаздывающих нейтронов β	$6,7 \times 10^{-3}$
Постоянная распада λ (с ⁻¹):	0,08611

Расчеты проводились с шагом по времени 10^{-5} с. Результаты расчета представлены на рисунках 3.18-3.23.

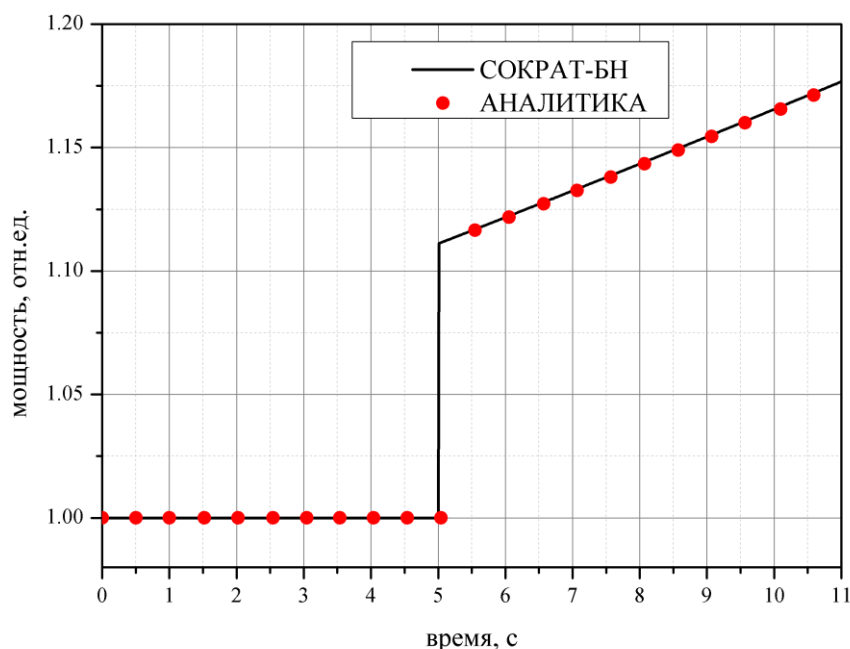


Рисунок 3.18 – задача №1- ввод положительной реактивности $0,1\beta$

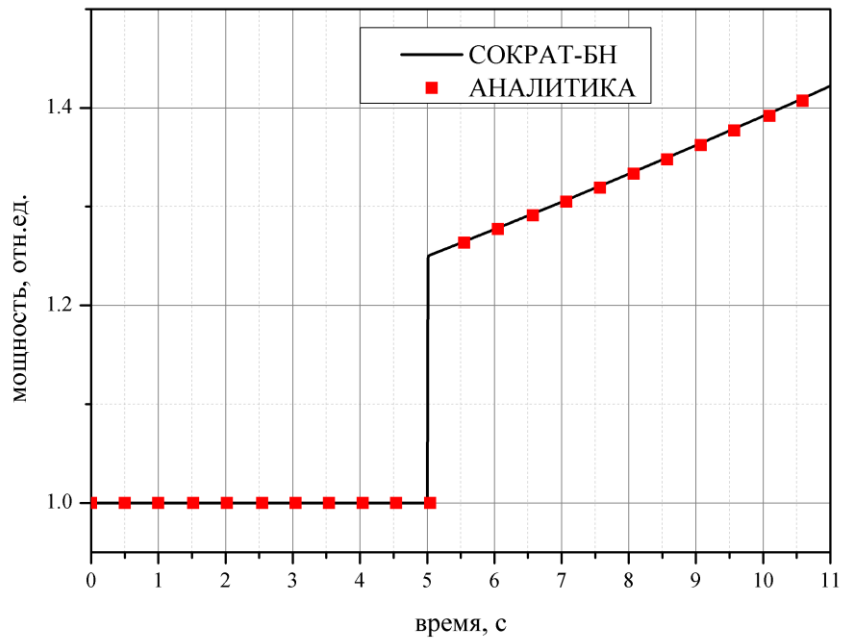


Рисунок 3.19 – задача №2 ввод положительной реактивности 0,2β

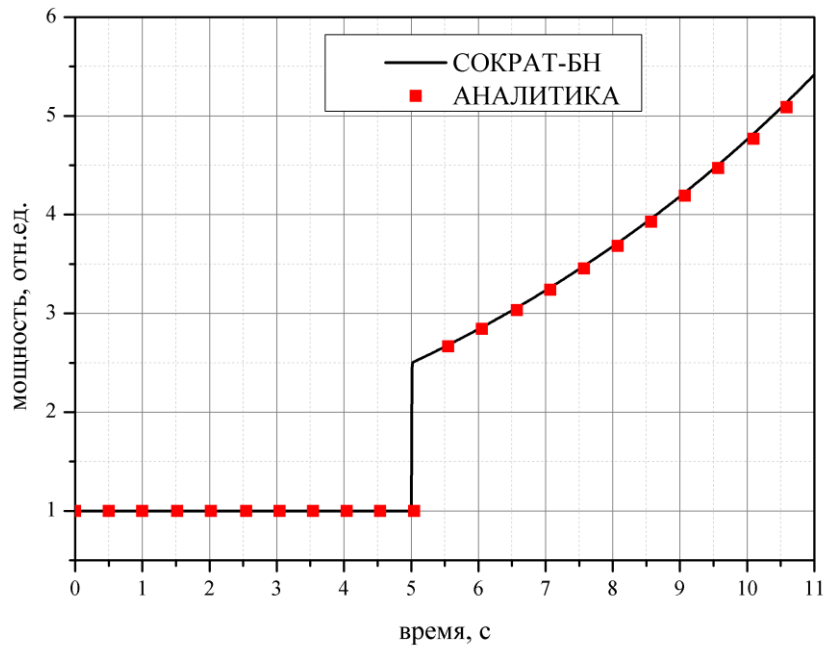


Рисунок 3.20 – задача №3 ввод положительной реактивности 0,6β

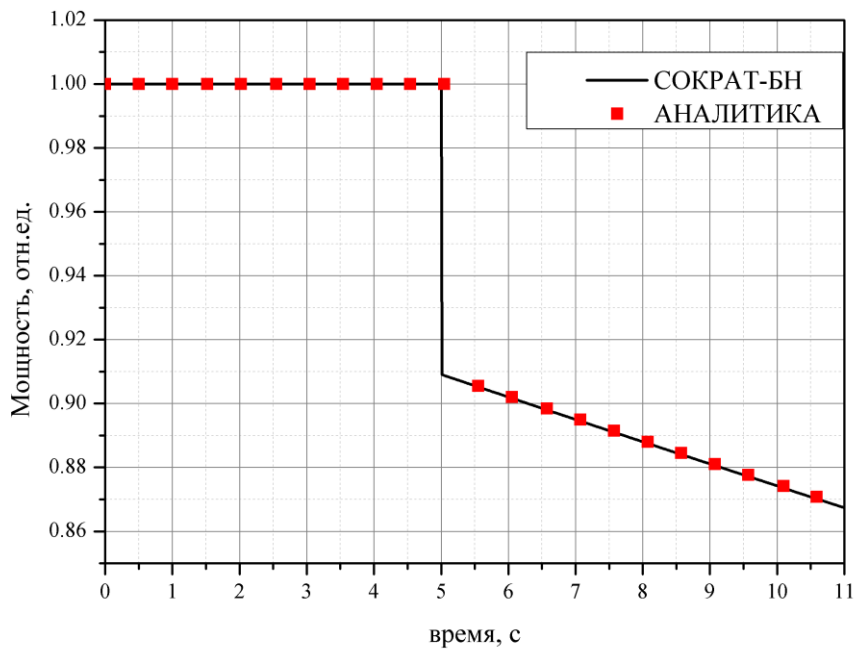


Рисунок 3.21 – задача №4 ввод отрицательной реактивности $0,1\beta$

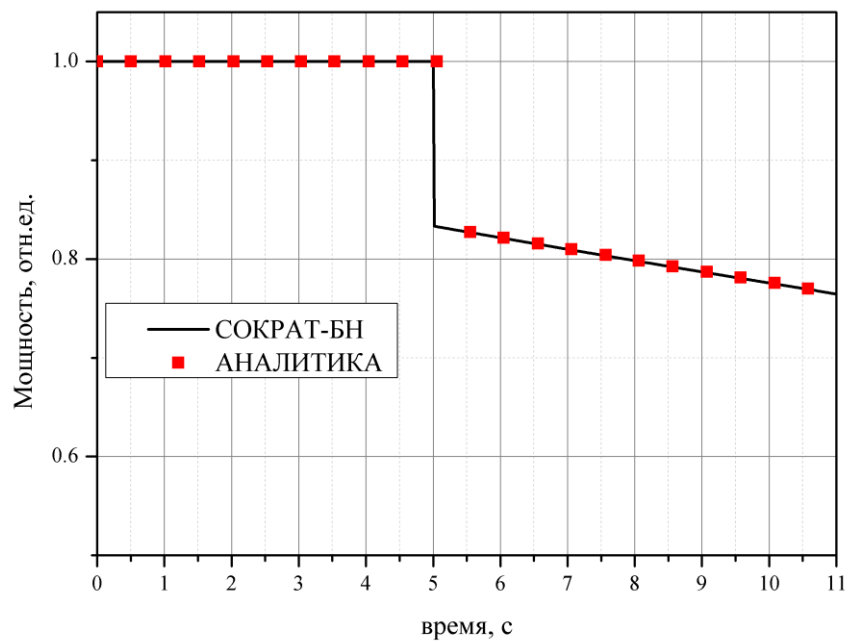


Рисунок 3.22 – задача №5 ввод отрицательной реактивности $0,2\beta$

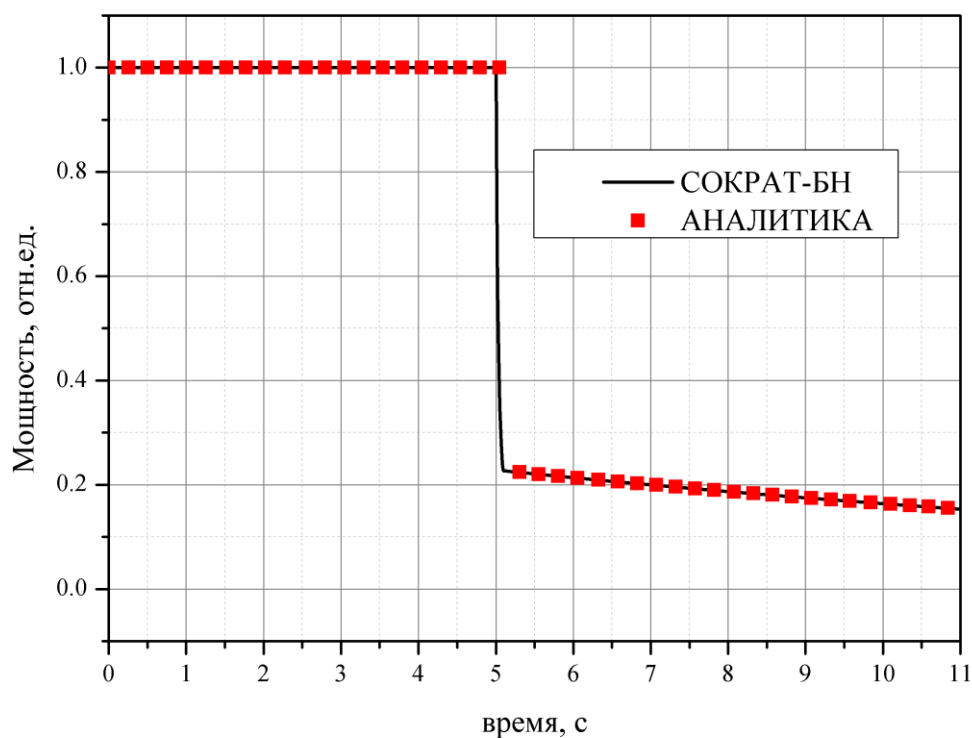


Рисунок 3.23 – задача №6 ввод отрицательной реактивности $2,27\% \Delta k/k$

Расчеты проводились с шагом 10^{-3} с, что соответствует внутреннему шагу 10^{-6} с.

По 6 тестам средняя относительная погрешность по 1094 расчетным точкам составила $7,09 \cdot 10^{-2}\%$, стандартное отклонение составляет 0,14%

3.2.7 Валидация на экспериментах серии R на реакторе TREAT

Для совместной валидации теплогидравлического и тяжелоаварийного модулей в качестве примера рассмотрен один из экспериментов на реакторе TREAT, выполненных в Аргонской национальной лаборатории (США). На экспериментальном участке U-образного контура однократной циркуляции моделировалось поведение твэл при аварии типа ULOF с нарушением охлаждения твэлов. На участке подъемного течения натриевого теплоносителя, моделирующего а.з. быстрого реактора, устанавливались 1 и 7-стержневые сборки [46], [47], [48], [49].

Целью моделирования данных экспериментов является сравнение характерных времен наступления ключевых событий, наблюдаемых в эксперименте с результатами расчетов по программе СОКРАТ-БН.

3.2.7.1 Описание экспериментальной установки

Схема экспериментальной установки с геометрическими размерами, расположением датчиков расхода и давления изображена на рисунке 3.24. В

экспериментах и расчетах проводились измерения расхода, температуры теплоносителя и оболочек. Геометрические характеристики экспериментальной установки приведены в таблице 3.29.

Таблица 3.29 – Геометрические параметры экспериментальной установки

Диаметр твэла, мм		5,84
Шаг решетки твэлов, мм		7,21
Длина твэла, мм		2372
Размер шестигранного чехла «под ключ», мм		21,23
Толщина стенки чехла, мм		0,508
Тип дистанционирования		Проволочный
Диаметр навивки, мм	Центральная часть (1 твэл)	1,37
	Периферия (6 твэлов)	0,81
Шаг навивки, мм		304,8
Диаметр вытеснителей, мм		1,575
Длина активной части твэла, мм		914
Высота верхнего экрана, мм		144
Высота нижнего экрана, мм		144
Профиль энерговыделения		Однородный по радиусу и неоднородный по высоте

В рамках валидации моделировались 3 эксперимента серии R: R3 – кольцевой обогреваемый канал, R4 – 7-ми стержневой пучок стержней, R5 – 1 обогреваемый стержень. Общая схема экспериментальной петли представлена на рисунке 3.24. Петля включала в себя напорную камеру, участок входного дросселирования, пучок из семи твэл типа FFTF и специальный резервуар, имитирующий верхнюю камеру реактора со свободным уровнем натрия и газовой подушкой над ним. Петля имела U –образную форму и представляла собой разомкнутую систему. Вход был подключён к питательному баку высокого давления, а выход – к сбросному резервуару с относительно низким давлением. Разность давлений между баками являлась движущим напором циркуляции. Имитация условий аварии ULOF осуществлялась посредством сброса давления в газовой подушке питательного бака.

Методики проведения экспериментов были идентичны. Эксперимент начинался с подъема мощности реактора, предварительного разогрева петли и снижения мощности до уровня, соответствующего номинальному состоянию. Далее производилась выдержка в несколько секунд для стабилизации параметров. Затем снижался расход через петлю

посредством сброса давления в питательном баке. Снижение расхода приводило к разогреву петли, вскипанию натрия и расплавлению твэл.

В таблице 3.30 приведены значения параметров в момент начала снижения расхода.

Таблица 3.30 - Параметры стенда в исходном состоянии

Параметр	R-3	R4	R5
Расход через сборку, кг/с	0,116	0,941	0,975
Скорость натрия в пучке, м/с	7,05	7,15	7,32
Температура на входе в сборку, °С	577	588	611
Температура на выходе из сборки, °С	739	783	783
Полная мощность сборки, кВт	28	198,1	198,1
Средний тепловой поток, Вт/м ²	1,69·10 ⁶	1,69·10 ⁶	1,69·10 ⁶
Давление газа в имитаторе газовой полости, бар	1,0	1,0	1,0
Давление на входе в пучок, бар		6,88	6,77
Давление на выходе из пучка, бар	1,3	1,29	1,30
Давление газа в питательном баке, бар	10,2	8,61	8,40
Перепад давления на входе ТВС, бар	-	0,124	0,13
Перепад давления на выходе из ТВС, бар	-	0,124	0,13
Перепад давления на входном дросселе, бар	-	2,21	2,32

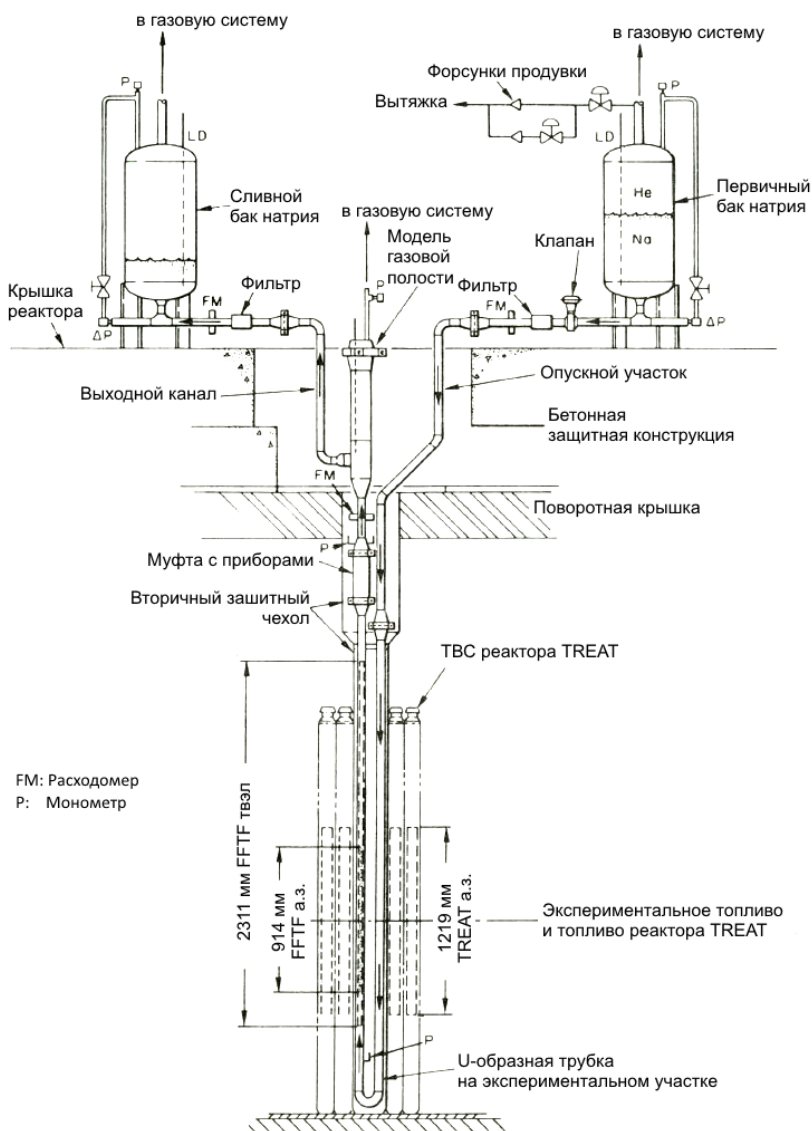


Рисунок 3.24 – Схема экспериментальной установки [48]

3.2.7.2 Описание нодализационной схемы

Нодализационная схема для расчета по СОКРАТ-БН (рисунок 3.25) состоит из 4 соединенных последовательно каналов «CH_DOWN», «CH_UP», «TSV1», «TSV2» и двух граничных условий по давлению «P_IN», «P_OUT». Каналы «TSV1» и «TSV2» имеют геометрию пучка стержней для экспериментов R-4 и R-5 и кольцевого канала для эксперимента R-3. В канале «TSV1» длиной $L=0,914$ м, задавался теплообмен с тепловым элементом «HEAT» с кратностью 7 в случае моделирования экспериментов R-4 и R-5 и кратностью 1 для эксперимента R-3. Длина теплового элемента $L=0,914$ м.

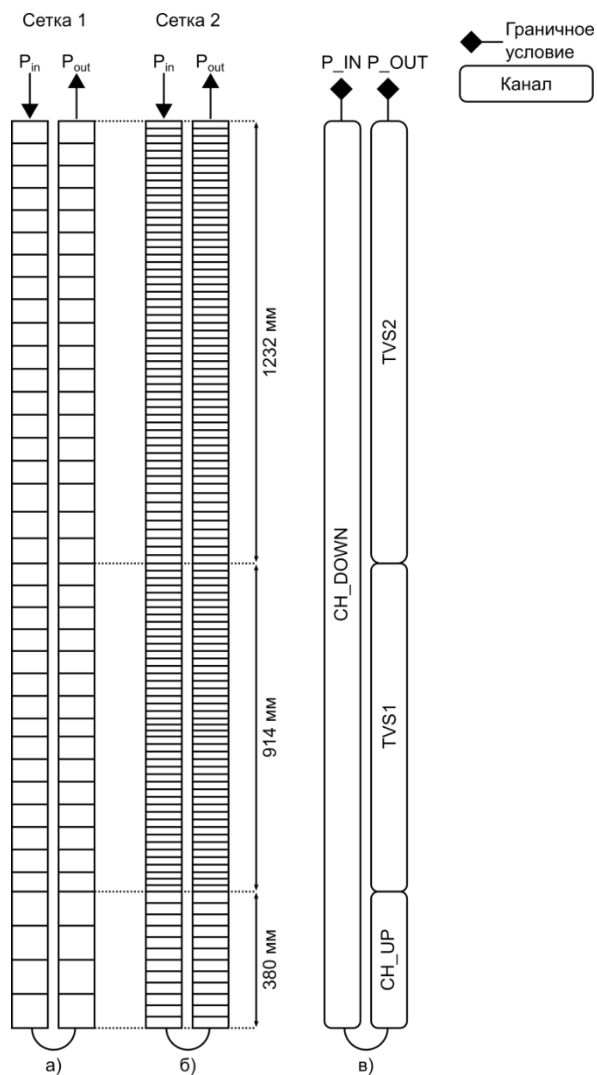


Рисунок 3.25 – Нодализационная схема

Всего было построено 2 расчетных сетки. Сетка 2 получается равномерным измельчением сетки 1 с коэффициентом измельчения $r = 3$. В таблице 3.31 приведено количество ячеек на разных участках модели установки.

Таблица 3.31 – Разбиение каналов на ячейки.

Название канала	Количество ячеек	
	Сетка 1	Сетка 2
CH_DOWN	40	120
CH_UP	4	12
TVS1	15	45
TVS2	19	57
Всего ячеек	78	234

3.2.7.3 Принятые неопределенности валидации

В таблице 3.32 указана принятая неопределенность экспериментальных данных.

Таблица 3.32 – Принятая неопределенность экспериментальных данных.

Параметр	Диапазон изменения	Неопр-ность измерения	Неопр-ность оцифровки	Итоговая неопр-ность	Вид распредел.
Температура теплоносителя	600 - 1490 К	15 К	9 К	18 К	Нормальное
Температура оболочки	600 - 1300 К	15 К	10 К	18 К	Нормальное
Расход теплоносителя	-476 – 952 г/с	5 %	1 %	5 %	Нормальное
Скорость теплоносителя	-2,37 - 7,31 м/с	5 %	1 %	5 %	Нормальное
Характерное время	13 – 30 с	0,1 с	-	0,1 с	Нормальное
Положение границы области двухфазного течения	-50 – 300 см	5,0 см	0,5 см	5,0 см	Нормальное

В таблице 3.33 приведена принятая неопределенность начальных и граничных условий проведения эксперимента.

Таблица 3.33 – Неопределенность начальных и граничных условий.

Параметр	Диапазон изменения	Неопределенность измерения	Неопределенность оцифровки	Итоговая неопределенность	Вид распределения
Давление на входе в сборку	690 кПа	0,1 кПа	0-	0,1 кПа	Нормальное
Мощность на один ТВЭЛ	27,8 – 57,8 кВт	2,5 кВт*	0,7 кВт	2,6 кВт	Нормальное
Температура теплоносителя на входе в сборку	-	15 К	-	15 К	Нормальное
Диаметр ТВЭЛ	-	0,05 мм	-	0,05 мм	Нормальное

* Неопределенность измерения указана в [49].

В таблице 3.34 представлены времена событий в экспериментах.

Таблица 3.34 – Характерные времена событий в экспериментах

	R-3		R-4		R-5	
	\bar{D} , с	u_D , с	\bar{D} , с	u_D , с	\bar{D} , с	u_D , с
Закипание натрия	20,55	0,01	13,25	0,01	13,0	0,1
Кризис теплообмена	22,9	0,1	15,2	0,1	14,8	0,1
Обращение течения	22,2	0,1*	14,87	0,01	14,56	0,01
Начало плавления оболочки	23,5	0,1*	16,0	0,1*	15,7	0,1

* Неопределенность измерения указана в [49].

3.2.7.4 Результаты расчетов

В данном разделе подробно рассмотрены референтные результаты расчета эксперимента R4 как наиболее прототипного из имеющихся. Дополнительно представлены результаты кросс-верификации с кодом SAS3A.

На всех приведенных ниже графиках вертикальными линиями обозначены величины неопределенностей u_D и u_{input} для эксперимента и расчета соответственно. Неопределенности расчета получены на основе анализа неопределенностей [96].

На рисунке 3.26 черной линией приведены результаты расчета по коду SAS3A границ положения расплавленной оболочки твэла для эксперимента R-4. Красной линией нанесены границы положения стали, находящейся в жидком состоянии, полученные по СОКРАТ-БН. Время отсчитывается от момента обращения расхода теплоносителя. Снижение верхней границы, полученной по СОКРАТ-БН, связано с тем, что сталь, притекшая на более холодный участок, застыла, то есть находится в твердом состоянии. Видно качественное согласие в положении нижней границы расплавленной стали.

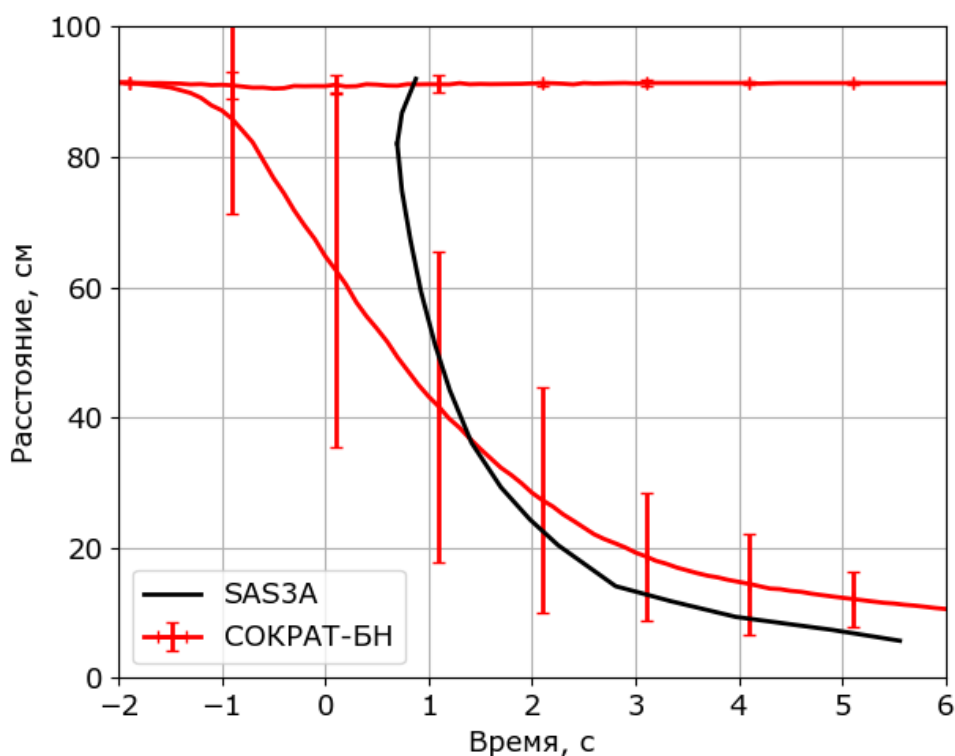


Рисунок 3.26 – Границы расплавленной оболочки в эксперименте R-4 в зависимости от времени после обращения расхода

На рисунке 3.27 изображены графики границ двухфазного течения теплоносителя в экспериментальной сборке. Экспериментальные границы построены на основе показаний расходомеров на входе и выходе из сборки. На рисунок также нанесен график, полученный при расчете по коду SAS3A. Красной линией нанесены результаты расчета по СОКРАТ-БН. В расчете граница определялась по фактическом объемному

паросодержанию в ячейках. Хотя границы определены по-разному, расчеты размеров 2-фазной области по СОКРАТ-БН качественно совпадают с наблюдаемыми в эксперименте.

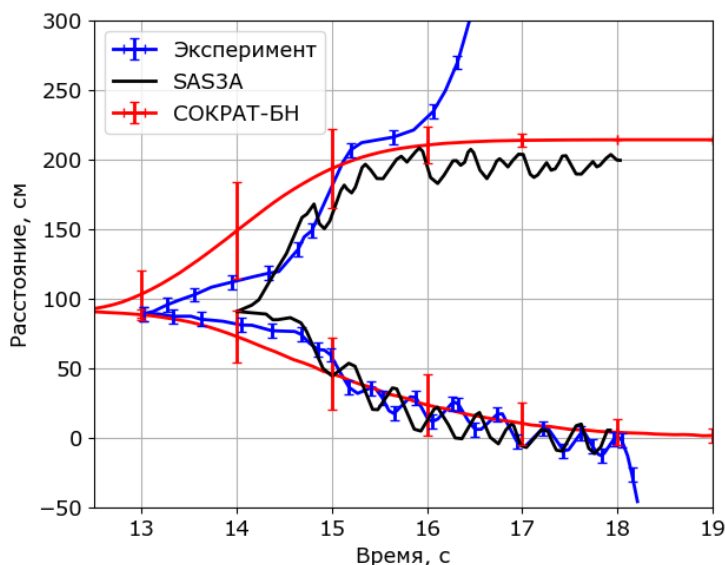


Рисунок 3.27 – Границы области двухфазного течения в эксперименте R-4

На рисунках 3.28 - 3.32 приведены графики температур оболочек ТВЭЛ на различной высоте. По графикам видно качественное согласие изменения температур оболочек. Различия абсолютных значений температур оболочек может быть связано как с наличием существенных радиальных течений теплоносителя, так и с азимутальной неоднородностью температуры оболочек. Резкий рост температуры на рисунках 3.29 - 3.32 по экспериментальным показаниям термопар и по результатам расчета связан с кризисом теплообмена и осушением оболочек ТВЭЛ.

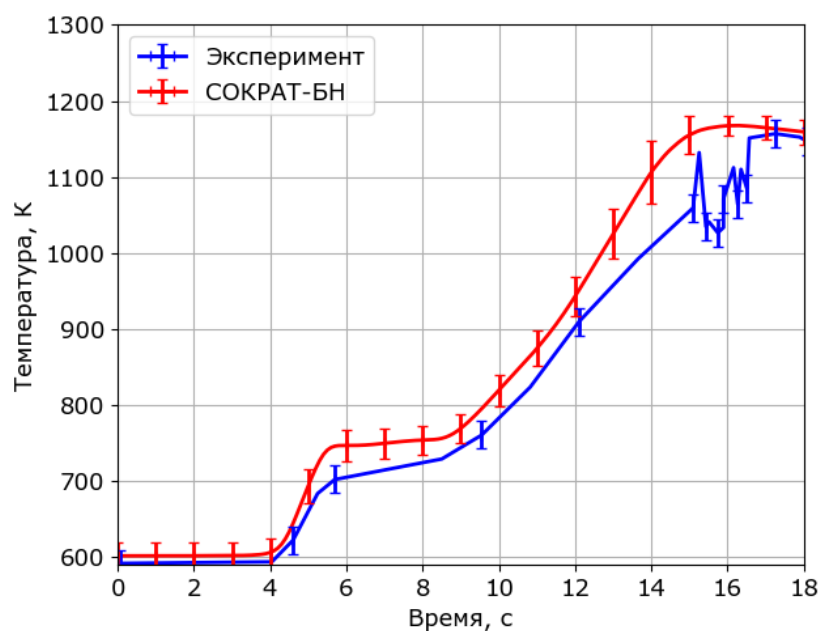


Рисунок 3.28 – Температура оболочки ТВЭЛ в эксперименте R-4, термопара 1. 703 мм от верхнего торца активной части ТВЭЛ

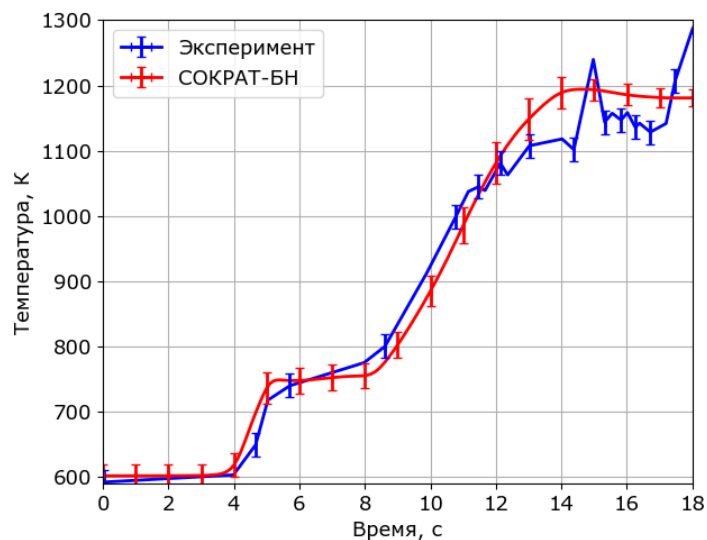


Рисунок 3.29 – Температура оболочки твэл в эксперименте R-4, термопара 5. 35 мм от верхнего торца активной части твэл

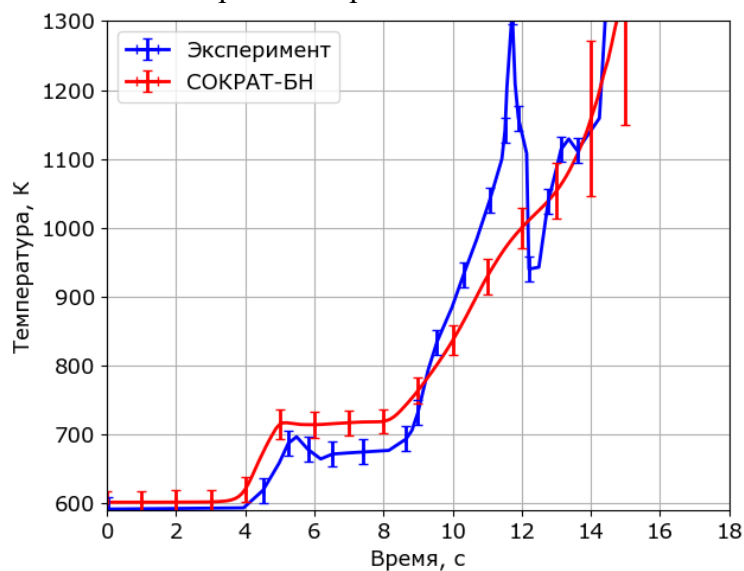


Рисунок 3.30 – Температура оболочки твэл в эксперименте R-4, термопара 9. 639 мм от нижнего торца активной части твэл

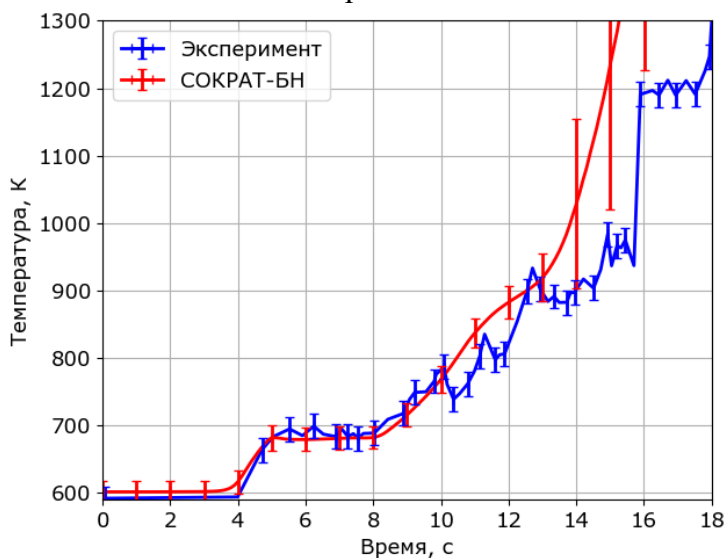


Рисунок 3.31 – Температура оболочки твэл в эксперименте R-4, термопара 10. 457 мм от нижнего торца активной части твэл

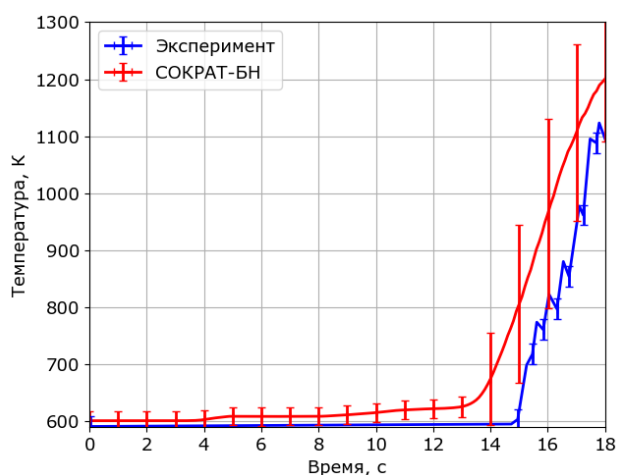


Рисунок 3.32 – Температура оболочки ТВЭЛ в эксперименте R-4, термопара 12. 27 мм от нижнего торца активной части ТВЭЛ

3.2.7.5 Анализ результатов

Сводные данные по сравнению референтных результатов расчета для всех трех тестов с экспериментальными данными по ключевым параметрам представлены в таблице 3.35.

Таблица 3.35 - Сравнение результатов расчета с экспериментом.

Явление	R-3		R-4		R-5	
	Расчет	Эксперимент	Расчет	Эксперимент	Расчет	Эксперимент
Закипание, с	20,6	20,55	13,5	13,15	12,3	12,5
Кризис, с	22,5	–	14,2	14,15	13,0	13,65
«Опрокидывание» расхода, с	22,3	22,2	14,0	14,87	12,5	14,56
Начало плавления, с	23,3	23,5	15,3	16	14,0	15,7

3.2.7.6 Анализ неопределенностей

Моделирование течения теплоносителя в ТВС выполнено в одномерном приближении. При кипении теплоносителя в сборках ТВС наблюдается существенно не одномерная структура течения, в связи с этим расхождение расчетных теплогидравлических параметров теплоносителя с экспериментальными данными могут быть значительны. Несоответствие теплогидравлических параметров теплоносителя может привести к различиям в температурных профилях ТВЭЛ и, как следствие, различной динамике их плавления. Для анализа неопределенности результатов расчета в соответствии с модернизированной методикой V&V20, представленной в [96], для каждого эксперимента была проведена серия вариантных расчетов. В расчетах варьировались исходные параметры эксперимента, а также параметры моделей кода.

Пределы варьирования (неопределенности) исходных параметров экспериментов выбирались на основе данных таблиц 3.33 и 3.36 для проведения вариационных расчетов на сетке 2.

В качестве варьируемых параметров моделей кода были выбраны параметры модели теплообмена со стенкой и модели трения со стенкой. В таблице 3.36 приведены неопределенности этих моделей. Подробное описание данных моделей приведено в верификационном отчете СОКРАТ-БН [54]. Значения неопределенностей взяты из [11].

Таблица 3.36 – Неопределенность параметров моделей

Параметр	Неопределенность	Вид распределения
Число Нуссельта	12 %	Нормальное
Коэффициент трения о стенку	10 %	Нормальное

На рисунке 3.33 приведена зависимость среднего арифметического значения времени наступления характерных событий от количества расчетов для эксперимента R-4. Видно, что проведенных 195 вариантных расчета достаточно (дисперсия среднего времени стабилизируется уже после 100 расчетов), чтобы оценить средние значения наступления характерных событий с учетом указанных неопределенностей.

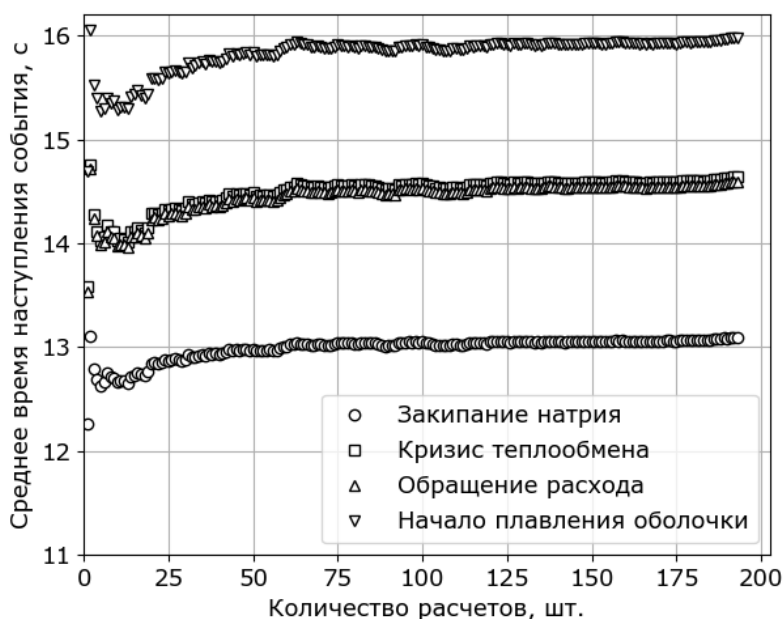


Рисунок 3.33 – Зависимость среднего значения исследуемой величины от количества расчетов при моделировании эксперимента R-4

В таблице 3.37 приведены экспериментальные данные \bar{D} из таблицы 3.34, средние результаты вариантных расчетов \bar{S} и неопределенности.

Таблица 3.37 – Результаты анализа характерных времен аварийного процесса в эксперименте R4

	Закипание натрия	Кризис теплоотдачи	Обращение течения	Начало плавления оболочки
\bar{D}	13,25 с	15,2 с	14,87 с	16,0 с
\bar{S}	13,09 с	14,64 с	14,59 с	15,98 с
\bar{E}	-0,16 с	-0,56 с	-0,28 с	-0,02 с
u_{num}	0,05 с	0,18 с	0,21 с	0,49 с
u_{input}	0,39 с	0,85 с	0,86 с	1,06 с
u_D	0,01 с	0,1 с	0,01 с	0,1 с
u_{ver}	0,39 с	0,87 с	0,88 с	1,17 с

В таблице 3.38 приведены модули максимальных значений расхождения расчетов с экспериментами \bar{E} по всем смоделированным экспериментам серии R. Величины \bar{E} , u_{input} и u_D отнесены ко времени наступления события от начала выбега насоса. Величина u_{num} отнесена к решению по сетке 2.

Таблица 3.38 – Результаты анализа характерных времен аварийного процесса во всех экспериментах.

	Закипание натрия	Кризис теплоотдачи	Обращение течения	Начало плавления оболочки
\bar{E}	5,6 %	13,5 %	9,6 %	7,4 %
u_{num}	3,6 %	2,7 %	3,2 %	6,1 %
u_{input}	19,5 %	19,2 %	20,4 %	20,7 %
u_D	1,3 %	1,5 %	0,7 %	1,3 %
u_{ver}	19,9 %	19,4 %	20,7 %	21,7 %
$\bar{E} + u_{ver}$	25,5 %	32,9 %	30,3 %	29,1 %

3.2.8 Кросс-верификация с кодом COREMELT на задаче с блокировкой проходного сечения в ТВС.

В данном разделе приводится демонстрационный расчет аварии с блокировкой проходного сечения и кросс-верификация с кодом COREMELT [45]. В расчете демонстрируется согласованная работа моделей теплогидравлики, деградации активной зоны и термомеханики твэла. Несмотря на то, что код COREMELT на сегодняшний день не аттестован, он был выбран для кросс-верификации с учетом большого опыта его применения отечественными разработчиками РУ БН. В случае возникновения аварийной ситуации на АЭС, в частности с РУ БН, существует гипотетическая опасность перехода аварии в тяжелую стадию. В этом случае произойдет повреждение твэлов, в количестве выше максимального проектного предела, при котором может быть достигнут предельно допустимый аварийный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду. Проектные пределы для РУ БН определяются в ПБЯ РУ АС (НП-082-07) и составляют для безопасной эксплуатации 0,01% твэлов для повреждения типа «прямой контакт ядерного топлива с теплоносителем». Для РУ БН это соответствует полной разгерметизации 5 ТВС. По

температуре оболочек проектный предел соответствует 900 °С. Анализ тяжелых аварий позволяет определить условия для их возникновения с целью разработки соответствующих систем безопасности и мер по их управлению. В процессе расчетного анализа должны моделироваться процессы, влияющие на целостность оболочек ТВЭЛов, а также на выход и перенос ПД в контуре РУ и за его пределы. Для демонстрации возможностей кода СОКРАТ-БН была подготовлена расчетная схема, включающая в себя 1-й контур РУ БН-1200 и выполнен расчет аварии с блокировкой проходного сечения 1 ТВС. Полученные результаты по коду СОКРАТ-БН сравнивались результатами расчетов по коду COREMELT [45].

3.2.8.1 Исходные данные для моделирования активной зоны

Для задачи расчета аварии с блокировкой проходного сечения разработана упрощенная нодализационная схема активной зоны, которая в данном случае моделируется 5 теплогидравлическими каналами. Каналы СН_AZ_1, СН_AZ_6 и СН_AZ_2 соответствуют каналам с ТВС с 425-ти, 6-ю и 1 ТВС соответственно. Каналы СН_MKP_1, СН_MKP_2, моделируют участки межпакетного пространства между 425-ю и 6-ю ТВС и 6-ю и 1 ТВС соответственно.

С каждым из теплогидравлических каналов граничат тепловые элементы:

– НЕ_AZ_1, НЕ_AZ_2, НЕ_AZ_6 – моделируют массив ТВЭЛов для 425-ти, 6-ти и 1-й ТВС;

– HS_AZ_1_1 и HS_AZ_1_1 – моделируют чехлы 425 ТВС

– HS_AZ_2_1 и HS_AZ_2_1 – моделируют чехлы 6 ТВС

– HS_AZ_6_1 и HS_AZ_6_1 – моделируют чехлы 1 ТВС

Номинальные теплогидравлические характеристики каналов, моделирующих активную зону, приводятся в таблице 3.39.

Таблица 3.39 – Номинальные теплогидравлические характеристики каналов, моделирующих активную зону

№, п/п	Имя канала	Количество ТВС, шт.	Расход, кг/с	Мощность канала, МВт	Гидравлическое сопротивление, МПа
1	СН_AZ_1	425	13548,2	266,6	0.54
2	СН_AZ_2	1	40,7	48,7	0.54
3	СН_AZ_6	6	240,4	8,13	0.54

Номинальные мощности тепловыделений в материальных слоях, соответствующих ТВЭЛ активной зоны, приводятся в таблице 3.40

Таблица 3.40 – Номинальные мощности тепловыделений

Имя ТЭ	Материальный слой	Мощность, МВт
HE_AZ_1	UO ₂	36,831
HE_AZ_2	UO ₂	0,113
HE_AZ_6	UO ₂	0,673
HE_AZ_1	(U,Pu)O ₂	2629,188
HE_AZ_2	(U,Pu)O ₂	8,017
HE_AZ_6	(U,Pu)O ₂	48,106

Значения коэффициентов неравномерности энерговыделения по высоте активной зоны приведены в таблице 3.41.

Таблица 3.41 – Значения коэффициента NonUniformityCoef по высоте тепловых элементов, моделирующих ТВЭЛ а.з., от.ед.

№ яч. ТЭ	HE_AZ_1	HE_AZ_2	HE_AZ_6
7	0,214851	0,214851	0,214851
8	0,311961	0,311961	0,311961
9	0,409096	0,409096	0,409096
10	0,557691	0,557691	0,557691
11	0,80918	0,80918	0,80918
12	1,374526	1,374526	1,374526
13	2,498557	2,498557	2,498557
14	0,74829	0,74829	0,74829
15	0,853231	0,853231	0,853231
16	0,949168	0,949168	0,949168
17	1,033269	1,033269	1,033269
18	1,103166	1,103166	1,103166
19	1,156955	1,156955	1,156955
20	1,193199	1,193199	1,193199
21	1,208699	1,208699	1,208699
22	1,206281	1,206281	1,206281
23	1,189256	1,189256	1,189256
24	1,15024	1,15024	1,15024
25	1,093464	1,093464	1,093464
26	1,02028	1,02028	1,02028
27	0,932506	0,932506	0,932506
28	0,832424	0,832424	0,832424
29	0,722781	0,722781	0,722781
30	0,60679	0,60679	0,60679

3.2.8.2 Сценарий аварии с блокировкой сечения ТВС и плавлением топлива в активной зоне

Для тестирования тяжелоаварийного модуля кода СОКРАТ-БН выбраны аварии с различной степенью блокировки проходного сечения ТВС. Авария с частичной блокировкой проходного сечения ТВС характеризуется плавлением топлива в границах аварийной ТВС. Авария с полной блокировкой проходного сечения ТВС характеризуется плавлением топлива в аварийной ТВС и соседними с ней сборками.

Исходное состояние энергоблока РУ БН-1200 перед аварией характеризуется следующими параметрами:

- реакторная установка работает на мощности $100\% N_{\text{ном}}$;
- частота вращения роторов ГЦН-1 и ГЦН-2 номинальная;
- температура натрия на выходе из активной зоны – $560\text{ }^{\circ}\text{C}$;
- температура натрия первого контура на выходе из ПТО – $410\text{ }^{\circ}\text{C}$;
- избыточное давление защитного газа в газовой полости реактора – $0,054\text{ МПа}$.

В качестве исходного события постулируется частичное или полное перекрытие проходного сечения одной наиболее напряженной ТВС за счет распухания конструкционных материалов, попадания примесей теплоносителя или посторонних предметов.

Блокировка проходного сечения происходит во входной части аварийной ТВС, что приводит к уменьшению расхода теплоносителя через данную ТВС.

Аварийная ТВС имеет в номинальном режиме следующие характеристики:

- мощность ТВС – $8,13\text{ МВт}$;
- расход натрия через ТВС – $40,7\text{ кг/с}$.

В расчетах блокировка проходного сечения на входе в ТВС моделировалась с помощью клапана, установленного в районе хвостовика ТВС.

В случае значительной блокировки проходного сечения хвостовика ТВС рассматриваемая авария будет сопровождаться повышением температуры, что может привести к кипению теплоносителя в аварийной сборке и плавлению оболочек ТВЭЛ и топлива с выходом газообразных, летучих и нелетучих продуктов деления из поврежденных ТВЭЛ в теплоноситель. Идентификация аварии осуществляется секторной системой контроля герметичности оболочек, по показаниям которой формируется сигнал АЗ (по скорости счета импульсов, пропорциональной плотности потока нейтронов и скорости ее изменения) с последующей автоматической остановкой реактора и расхолаживанием остановленного реактора по нормальной схеме через парогенераторы.

3.2.8.3 Результаты расчета

Для демонстрационного расчета было выполнено 7 вариантов расчета. Набор расчетных вариантов, с разными блокировками представлен в таблице 3.42.

Таблица 3.42 – Расчетные варианты

№ варианта	Величина блокировки проходного сечения, отн. ед.	Относительный расход натрия сразу после возникновения блокировки до момента закипания
B1	0,9244	0,47
B2	0,9366	0,39
B3	0,9491	0,32
B4	0,9604	0,25
B5	0,9638	0,17
B6	0,9684	0,08
B7	Почти 100 %	0,003

На рисунках 3.34 – 3.42 представлены результаты расчета по коду СОКРАТ-БН и коду COREMELT по сценариям B1-B6. Результаты представлены до 40 секунды расчета тяжелой аварии для соответствия с результатами кода COREMELT.

На графиках представлены температуры на выходе из аварийной ТВС рисунки (3.34 и 3.35), давление в центре заблокированной ТВС (рисунки 3.36 и 3.37), максимальные температуры в оболочке заблокированной ТВС (рисунки 3.38 и 3.39), распределение температуры в оболочке и топливе аварийной ТВС на момент в 40 секунд (рисунки 3.40 – 3.42).

Результаты полученные по СОКРАТ-БН на графиках обозначены буллитами: квадрат – варианты B1 и B4, круг – варианты B2 и B5, треугольник – вариант B3 и B6. Расчеты по коду COREMELT обозначены сплошными линиями в соответствии с «легендой» на графике. Т.к. как в вариантах B1 – B3 в расчётный период не наблюдалось вскипания теплоносителя, а в вариантах B4 – B6 происходит закипание, то для наглядности результаты по этим вариантам представлены на разных рисунках.

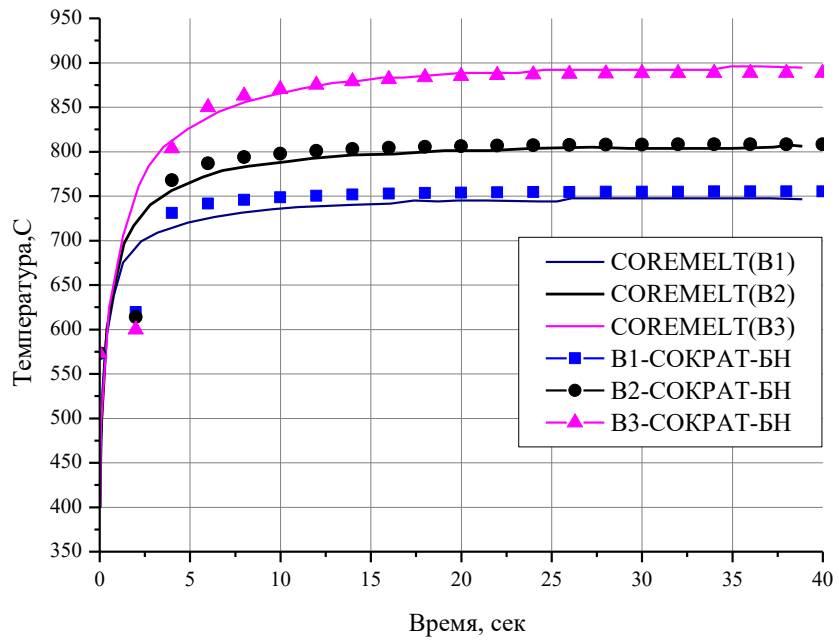


Рисунок 3.34 – Температура натрия на выходе из аварийной ТВС (варианты В1-В3)

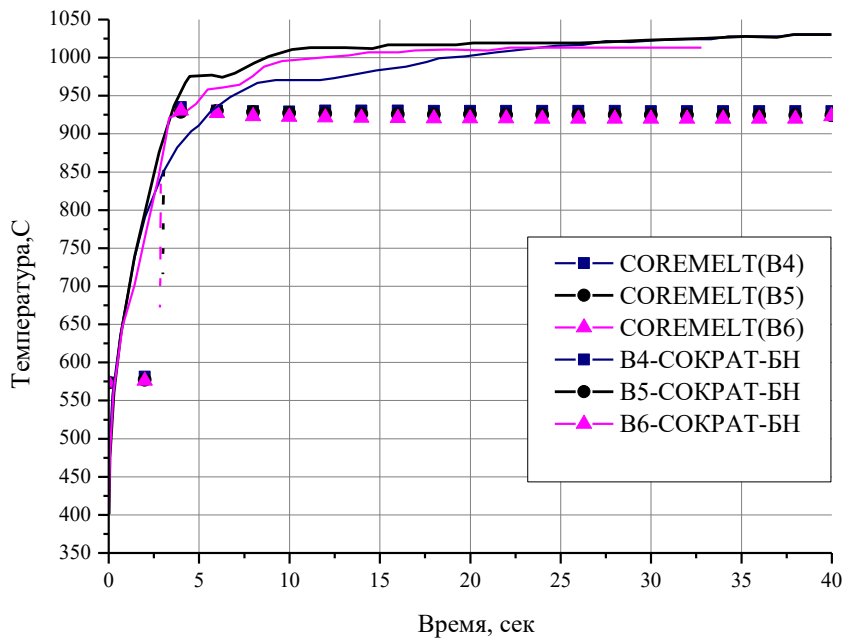


Рисунок 3.35 – Температура натрия на выходе из аварийной ТВС (варианты В4-В6)

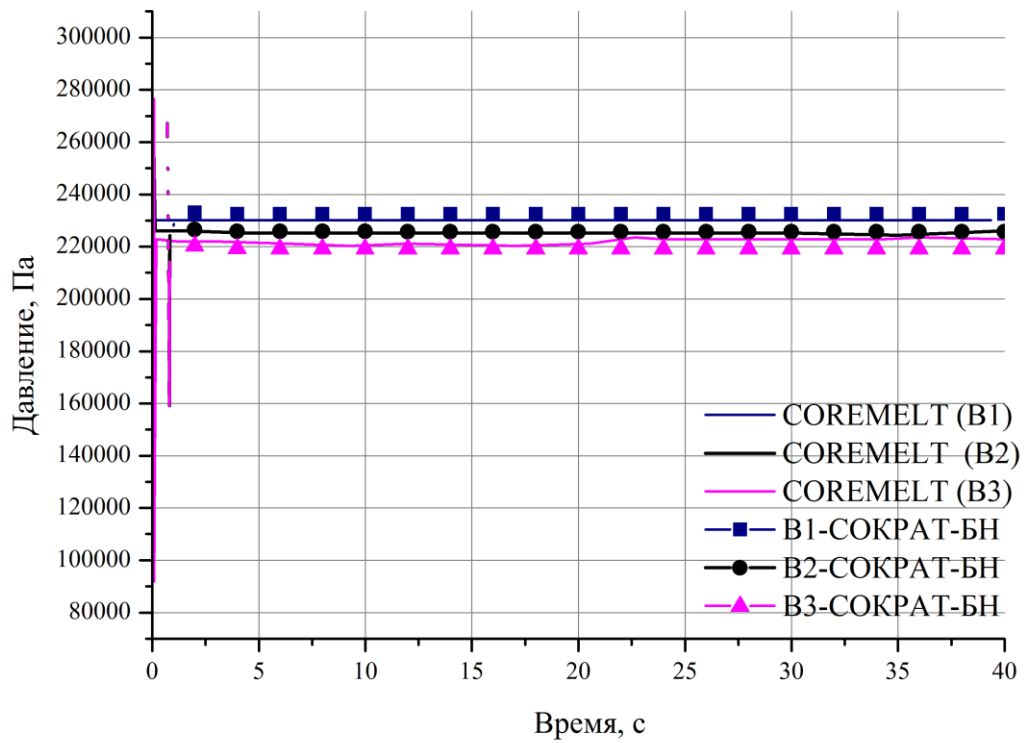


Рисунок 3.36 – Давление натрия в центре аварийной ТВС (варианты В1-В3)

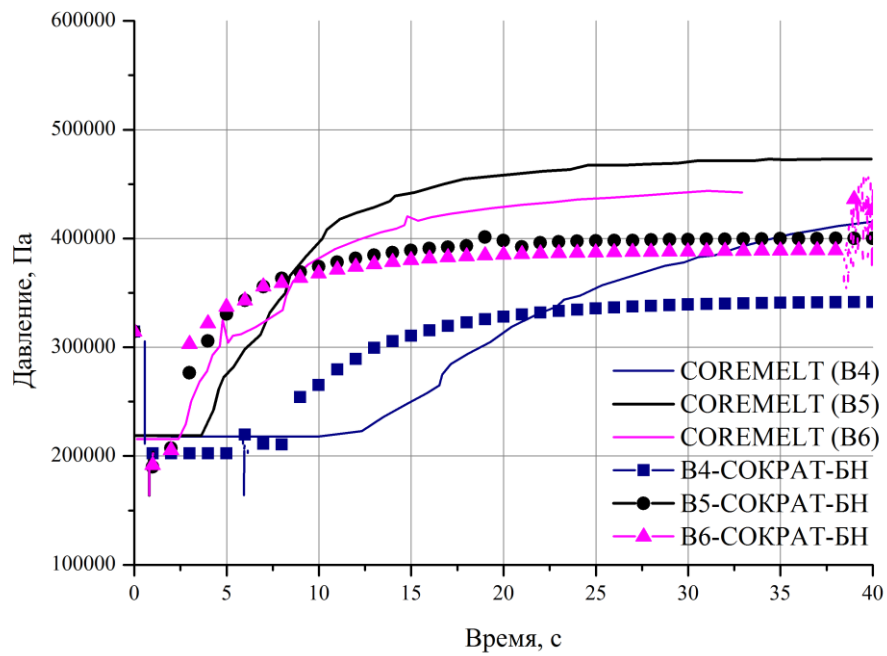


Рисунок 3.37 – Давление натрия в центре аварийной ТВС (варианты В4-В6)

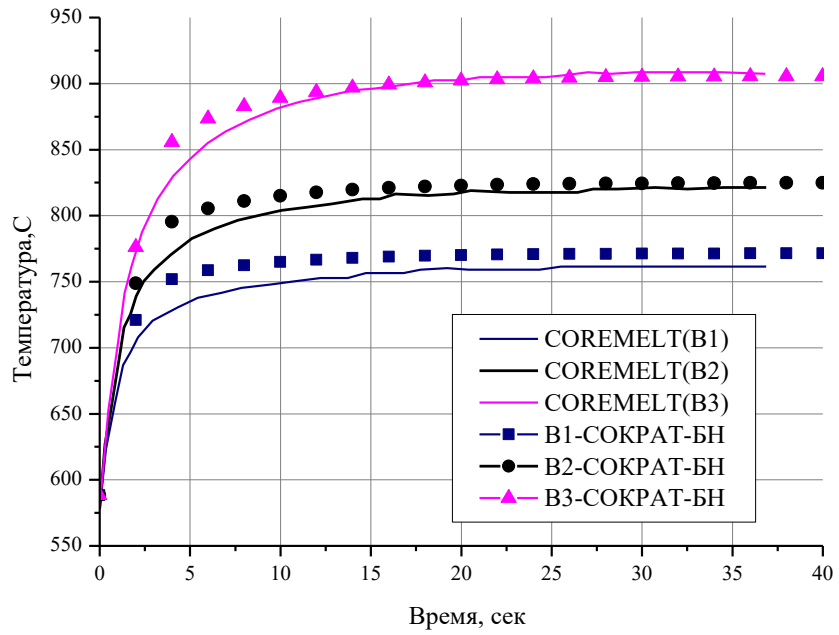


Рисунок 3.38 – Максимальная температура оболочки для аварийной ТВС (варианты В1-В3)

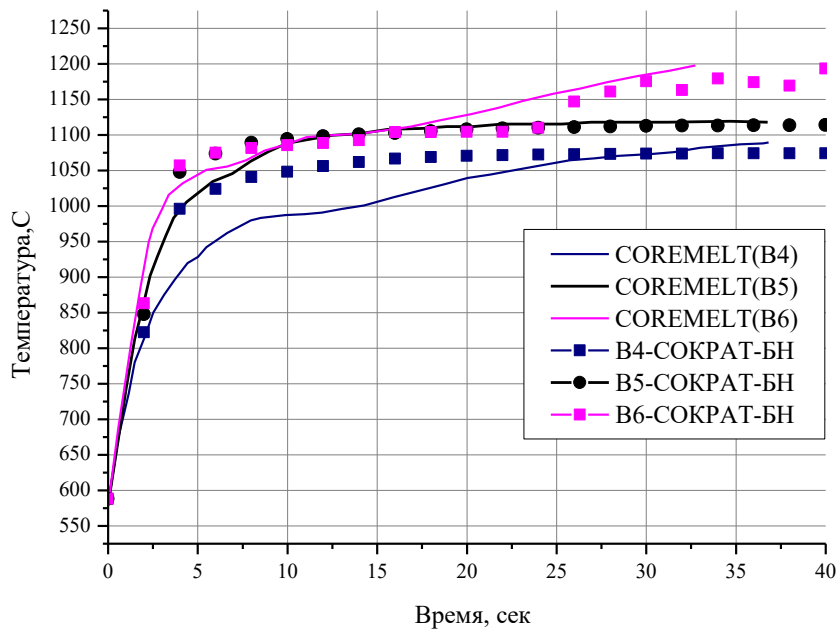


Рисунок 3.39– Максимальная температура оболочки для аварийной ТВС (варианты В4-В6)

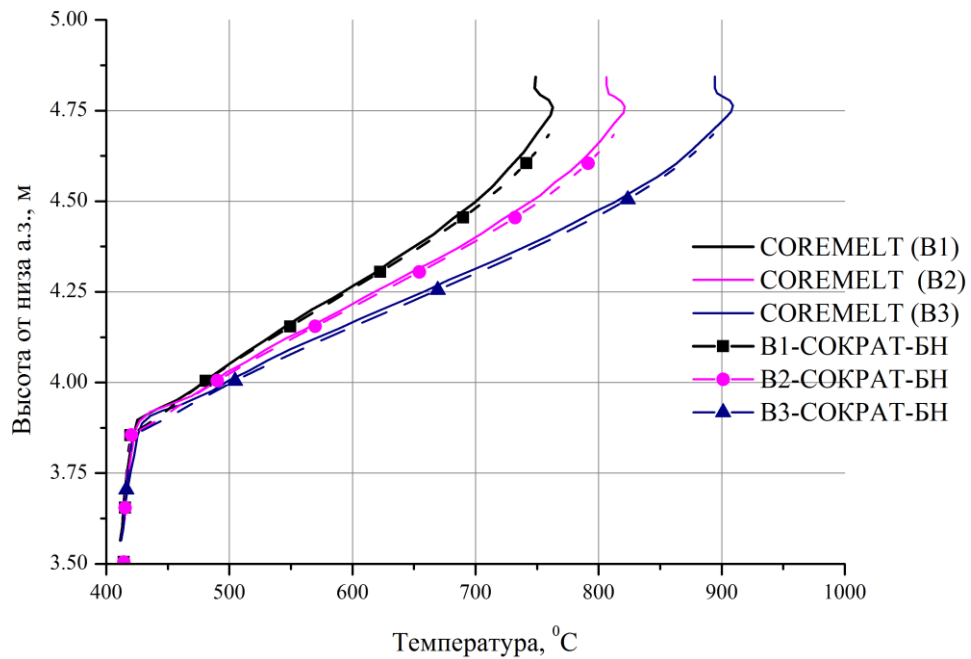


Рисунок 3.40 – Температура оболочки для аварийной ТВС на момент времени 40 секунд (варианты В1-В3)

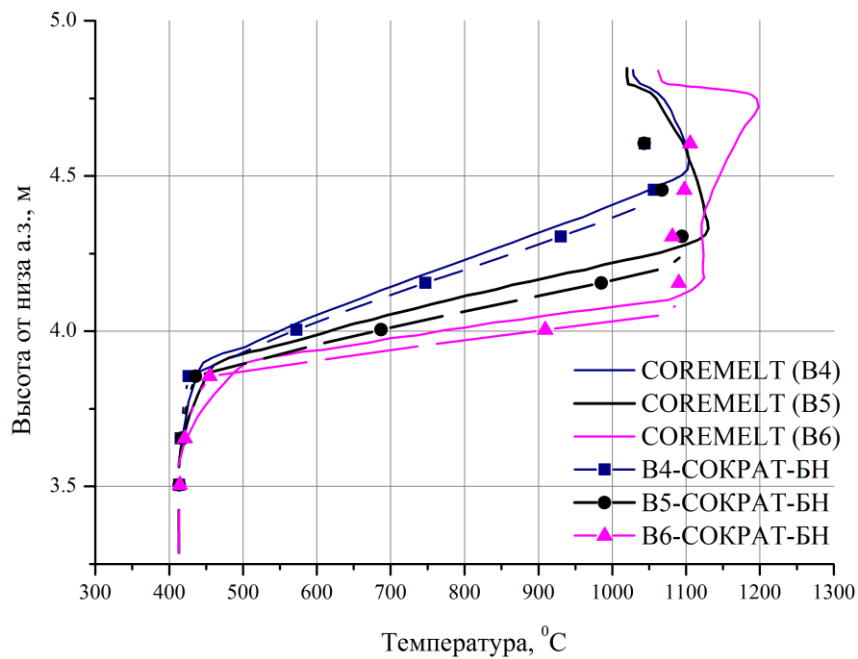


Рисунок 3.41 – Температура оболочки для аварийной ТВС на момент времени 40 секунд (варианты В4-В6)

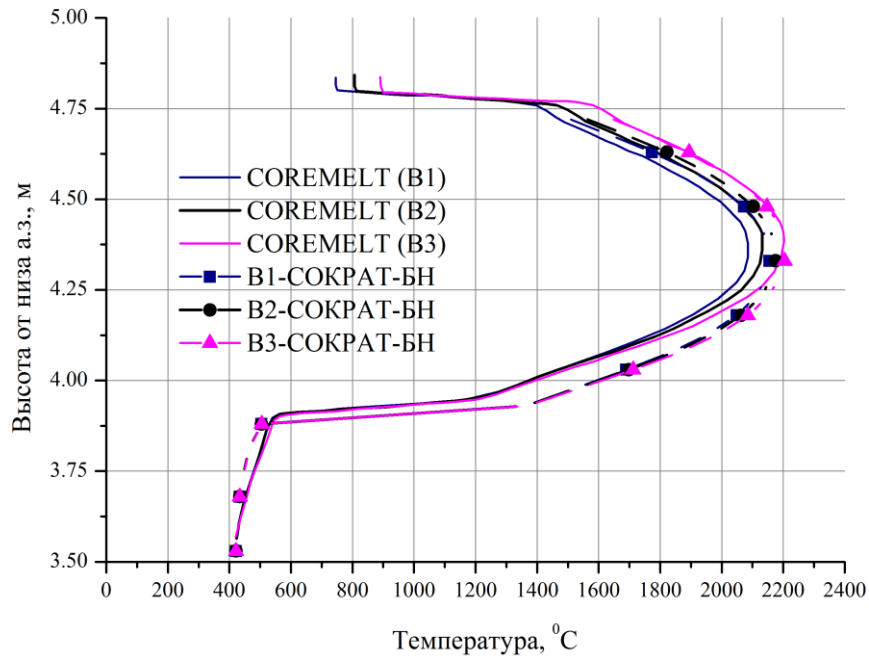


Рисунок 3.42 – Температура топлива для аварийной ТВС на момент времени 40 секунд (варианты В1-В3)

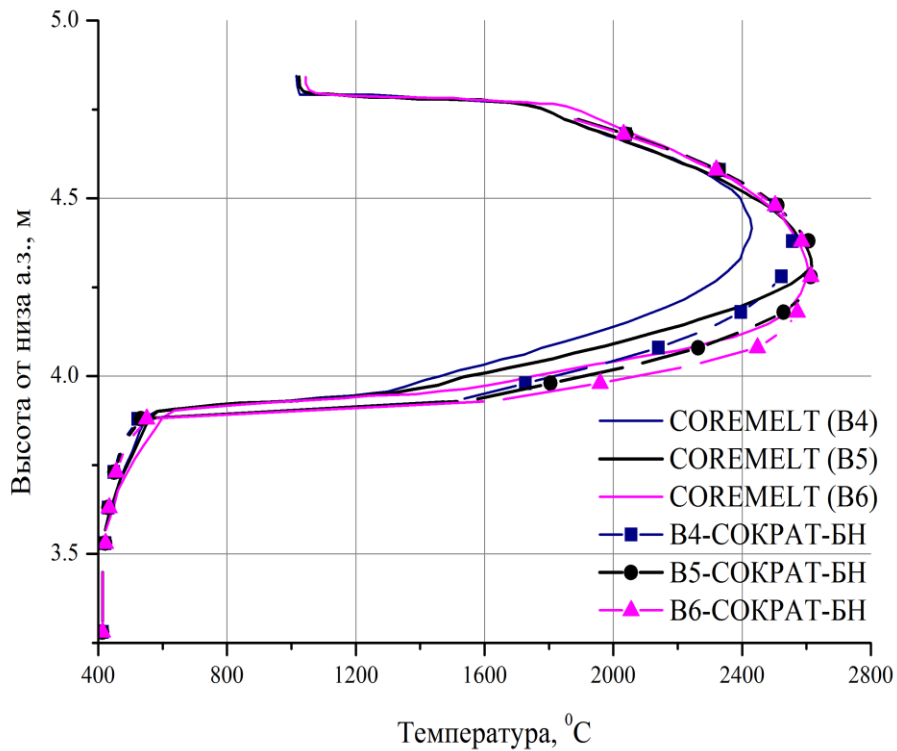


Рисунок 3.43 – Температура топлива для аварийной ТВС на момент времени 40 секунд (варианты В4-В6)

В расчетах по варианту 7, результаты которого представлены в таблице 3.43, были достигнуты условия плавления твэлов. Так как по данному варианту расчета

температурных зависимостей по коду COREMELT не было предоставлено, то сопоставление результатов расчета было выполнено по таким ключевым параметрам: начало закипания теплоносителя, время проплавления оболочки твэла, время начала плавления топливных таблеток.

Таблица 3.43 – Ключевые моменты аварии для варианта В7

Тип ТВС	Момент времени, с		
	Вскипание натрия	Плавление оболочек твэл	Плавление топлива
COREMELT	2,52	5,55	16,66
СОКРАТ-БН	2,65	5,49	17,9

3.3 Выводы к главе 3

Для валидации отдельных модулей в составе интегрального кода использовались как вне реакторные, так и реакторные эксперименты.

Для реакторных задач были использованы данные полученные на реакторах БОР-60, БН-350, БН-600, РУ PHENIX (Франция).

Проведенная валидация позволяет покрыть основной диапазон ключевых параметров, приведенных в предыдущих главах и характерных для РУ БН от режимов нарушения нормальной эксплуатации до стадии стадия расширения в тяжелой аварии. Следует отметить, что возможности диапазона применения кода шире диапазона выполненной валидации, т.к. универсальность физических моделей позволяет экстраполировать расчетные оценки гораздо шире диапазона валидации до достижения границы применимости моделей.

Таким образом, несмотря на имеющиеся ограничения, код СОКРАТ-БН полностью удовлетворяет потребностям конструкторов для задач анализа безопасности РУ на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

Качество выполненного объема валидации и верификации подтверждено в рамках аттестации программы в НТЦ ЯРБ с получением Аттестационного паспорт №427 от 20.11.2019 (Приложение А).

4 Глава 4: Результаты расчетов аварии УТОР с использованием ПрЭВМ СОКРАТ-БН

В данной главе рассмотрен демонстрационный расчет аварии с вводом положительной реактивности при неконтролируемом извлечении стержней СУЗ (авария типа УТОР)

С помощью интегрального кода СОКРАТ-БН были промоделированы различные типы проектных и запроектных аварий. Наиболее сложными с точки зрения оценки последствий, являются аварии, в которых наблюдается плавление и разгерметизация ТВЭЛОВ с последующим плавлением топлива. К таким авариям можно отнести перечисленные в 1-й главе аварии типа УТОР, ULOF и ТІВ. Из них наиболее тяжелыми по последствиям являются первые две аварии, и они же являются наиболее интересными с точки зрения демонстрации возможности программы. Для демонстрационного расчета из перечисленных двух сценариев была выбрана авария типа УТОР, т.к. кроме согласованной работы всех модулей программы еще демонстрируется влияние на аварию нарушения в работе СУЗ. Таким образом, этот сценарий является наиболее представительным с точки зрения демонстрации возможностей кода и представительным, как сценарий развития тяжелой аварии. В сценарии рассматривается неконтролируемое извлечение регулирующих стержней СУЗ при отказе всех средств воздействия на реактивность, в результате которого возрастает мощности РУ и происходит разрушение и плавление активной зоны. Целью расчетного моделирования данного сценария, является оценка конечного состояния реакторной установки, анализ степени повреждения активной зоны, расчет количества продуктов деления, вышедших из РУ, анализ обратных связей нейтронно-физических параметров и с процессами деградации активной зоны РУ. При моделировании данного сценария задействуются все модули кода СОКРАТ-БН. Таким образом, основной задачей расчета является демонстрация согласованной работы модулей в рамках сопряженного расчета.

4.1 Расчетная схема РУ БН-1200

Подробное описание расчетной модели РУ БН большой мощности приведено [54]. В рамках диссертации приведено краткое описание основных моделей РУ БН-1200. Нодализационная (расчетная) схема РУ БН приведена на рисунке 4.1.

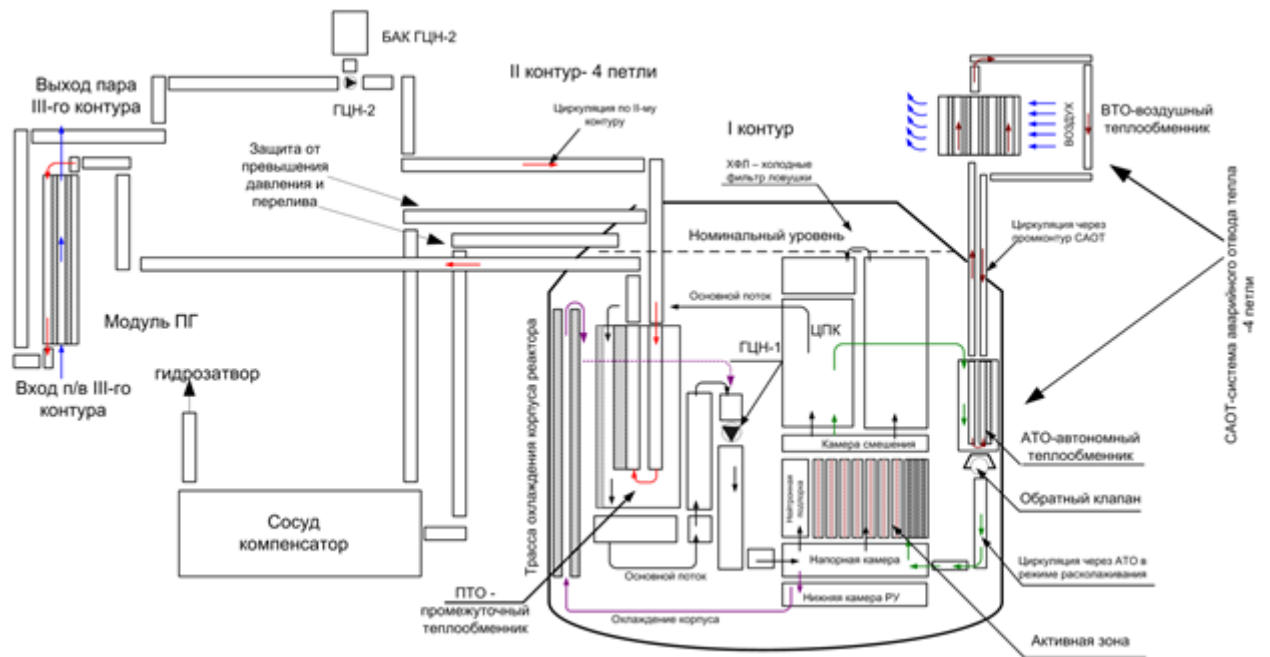


Рисунок 4.1 – Принципиальная схема РУ БН большой мощности (РУ БН-1200)

4.1.1 Модель активной зоны

Для моделирования активной зоны в расчетах тяжелой аварии используются две расчетных модели: R-Z модель, обрабатываемая модулем SYNTES и канальная модель, состоящая из теплогидравлических каналов и тепловых элементов, обрабатываемых модулями SOFAR-TH и MELT-BN. Соответствие между ячейками модели задается пользователем, через входной файл: каждый радиальный слой соответствует одному гидравлическому каналу, в котором размещаются тепловые элементы моделирующие различные ТВС и стержни управления и защиты. Дополнительно задается соответствие между аксиальными ячейками R-Z модели и каналами теплогидравлической модели.

Рассмотрим процесс задания расчетной сетки для SYNTES на примере тестовой модели БН-1200 рисунок 4.2. Общее число сборок в модели 1408. Из них: 31 стержень СУЗ, 432 ТВС а.з., 174 ТВС боковой зоны воспроизводства, 573 сборки боковой защиты и 198 ТВС внутреннего хранилища.

Необходимо трехмерную модель свести к двумерной соблюдая, с одной стороны, рядность и разбиение по типам сборок, с другой стороны, принимая во внимание суть рассчитываемого аварийного процесса и физичность R-Z модели. Дополнительные критерии на формирование двумерной нейтронно-физической модели накладывает параллельная разработка теплогидравлической модели активной зоны.

По сценарию аварии типа УТОР происходит извлечение стержней СУЗ. Это приводит к вводу положительной реактивности и росту нейтронной и тепловой мощности активной зоны. В расчете этой аварии важно время закипания, начало плавления первой

ТВС и процесс распространения плавления на соседние сборки. К стержням СУЗ особых требований нет, кроме как правильной дифференциальной характеристики их эффективности (в группе).

Поэтому в первый радиальный слой помещаем 1 ТВС с топливом. Этим обеспечиваем в процессе расчета первое закипание и начало плавления в центральной (одной) ТВС R-Z модели. Тем самым, сглаживаем погрешность определения начала аварии при переходе от 3D к 2D модели.

Во втором слое размещаем 6 ТВС, окружающих центральную ТВС, для возможности моделирования аварии с блокировкой проходного сечения.

В третьем радиальном слое размещаем 24 ТВС двух типов, два стержня регулирующих и четыре компенсирующих стержня. В последующих радиальных слоях следуем картограмме, стараясь выбирать соразмерные толщины колец.

Число радиальных слоев в нейтронно-физической модели БН-1200 равно 13. Число слоев по высоте равно 45. Число уникальных материальных составов равно 1204.

Особенность формирования двумерной модели состоит в том, что стержни СУЗ «замешиваются» в радиальных слоях совместно с ТВС. Поэтому выполняется процедура калибровки стержней СУЗ с тем, чтобы их эффективность и дифференциальная эффективность совпадала с проектной и/или расчетной, полученной из стационарных расчетов в трехмерной модели. Калибровка проводится подбором концентрации поглотителя.

В соответствующую R-Z модели, каналную модель вошли шестнадцать параллельных гидравлических каналов, моделирующих ТВС а.з. (9 шт.), БЗВ (1 шт.), ВРХ (1 шт.), СБЗ (1 шт.), ССЗ (1 шт.), межпакетное пространство (3 шт.). С гидравлическими элементами нодализационной схемы активной зоны граничат тепловые элементы, моделирующие твэлы, пэлы, оболочки ТВС (хвостовик, шестигранный чехол, головка). Соответствие между радиальными слоями R-Z модели и теплогидравлическими каналами активной зоны приведено на рисунке 4.3.

В нодализационной схеме принимаются следующие допущения:

- все ТВС активной зоны соответствуют ТВС основного массива;
- относительное распределение температур оболочек твэл по сечению ТВС соответствует номинальному режиму работы;
- каналы CH_AZ_1 - CH_AZ_5 моделируются таким образом, чтобы подогрев натрия в них соответствовал максимальному подогреву натрия в напряженных ТВС;
- каналы CH_AZ_6 - CH_AZ_9 моделируются таким образом, чтобы подогрев натрия в них соответствовал среднему подогреву натрия в ТВС.

Тепловые элементы HE_AZ_1 - HE_AZ_9 граничат с каналами CH_AZ_1 - CH_AZ_9 и моделируют твэл, которые отработали четыре цикла. Тепловые элементы HE_AZ_BZV и HE_AZ_VRX моделируют твэл ТВС БЗВ и ВРХ.

Тепловые элементы HP_AZ_1 – HP_AZ_9, HP_AZ_BZV, HP_AZ_VRX, HP_SUZ, HP_AZ_SBZ, HP_AZ_SSZ_N, HP_AZ_SSZ_V моделируют пэл ТВС активной зоны, БЗВ, ВРХ, СУЗ, СБЗ, нижний и верхний ряд стержней ССЗ, соответственно.

Тепловые элементы HS_AZ_1 - HS_AZ_9 моделируют чехлы ТВС активной зоны. Тепловые элементы HS_AZ_BZV, HS_AZ_VRX, HS_AZ_SBZ, HS_AZ_SSZ моделируют чехлы ТВС БЗВ, ВРХ, СБЗ, ССЗ, соответственно.

Тепловые элементы HS_MKP_1 и HS_MKP_2 моделируют эквивалентные зазоры, через которые осуществляется теплопередача между различными участкам межпакетного пространства.

Расчётные модели (разбиение на ячейки по высоте, проходные сечения, гидравлические диаметры и др.) всех типов ТВС активной зоны соответствуют описанию, представленному в [54]. В таблице 4.1 приводится кратность каналов, моделирующих ТВС и межпакетное пространство. Кратность каналов CH_AZ_1, CH_AZ_2, CH_BZV, CH_SUZ, CH_VRX, CH_SBZ, CH_SSZ соответствует количеству ТВС.

Таблица 4.1 - Кратность каналов, моделирующих активную зону

№, п/п	Имя канала	Тип канала	Кратность
1	CH_AZ_1	ТВС а.з.	1
2	CH_AZ_2	ТВС а.з.	6
3	CH_AZ_3	ТВС а.з.	24
4	CH_AZ_4	ТВС а.з.	24
5	CH_AZ_5	ТВС а.з.	47
6	CH_AZ_6	ТВС а.з.	66
7	CH_AZ_7	ТВС а.з.	72
8	CH_AZ_8	ТВС а.з.	108
9	CH_AZ_9	ТВС а.з.	84
10	CH_BZV	ТВС БЗВ	174
11	CH_VRX	ТВС ВРХ	195
12	CH_SBZ	ТВС СБЗ	198
13	CH_SSZ	ТВС ССЗ	378
14	CH_MKP_1	Межпакетное пространство	1
15	CH_MKP_2	Межпакетное пространство	1
16	CH_MKP_3	Межпакетное пространство	1

Основные геометрические характеристики каналов, моделирующие межпакетное пространство, приводятся в таблице 4.2.

Таблица 4.2 - Основные геометрические характеристики каналов, моделирующих межпакетное пространство (A – площадь проходного сечения, d_r – гидравлический диаметр).

№, п/п	Имя канала	$A_{хв}$, M^2	$A_{шест}$, M^2	$d_{r хв}$, M	$d_{r шест}$, M
1	CH_MKP_1	0.0286875	3.11E-01	0.013	0.00809
2	CH_MKP_2	0.065198864	7.07E-01	0.013	0.00809
3	CH_MKP_3	0.212113636	2.301	0.013	0.00809

Геометрические характеристики и схема разбиения на ячейки по высоте и по радиусу тепловых элементов, моделирующих твэл, пэл и чехлы ТВС соответствуют описанию, представленному в [53]. Соответствия между тепловыми элементами, моделирующими твэл, пэл и чехлы ТВС, и каналами, с которыми они граничат, приводится в таблице 4.3.

Таблица 4.3 - Характеристики тепловых элементов, моделирующих твэл, пэл и чехлы ТВС

№, п/п	Имя ТЭ	Наименование ТЭ	Имя канала	Кратность
1	HE_AZ_1	ТВЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_1	1*271
2	HE_AZ_2	ТВЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_2	6*271
3	HE_AZ_3	ТВЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_3	24*271
4	HE_AZ_4	ТВЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_4	24*271
5	HE_AZ_5	ТВЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_5	47*271
6	HE_AZ_6	ТВЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_6	66*271
7	HE_AZ_7	ТВЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_7	72*271
8	HE_AZ_8	ТВЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_8	108*271
9	HP_AZ_9	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_9	84*19
10	HP_AZ_1	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_1	1*19
11	HP_AZ_2	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_2	6*19
12	HP_AZ_3	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_3	24*19
13	HP_AZ_4	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_4	24*19
14	HP_AZ_5	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_5	47*19
15	HP_AZ_6	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_6	66*19
16	HP_AZ_7	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_7	72*19
16	HP_AZ_8	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_8	108*19
17	HP_AZ_9	ПЭЛ ТВС а.з.	CH_AZ_9	84*19
18	HE_AZ_bzv	ТВЭЛ ТВС БЗВ	CH_BZV	174*127
19	HP_AZ_bzv	ПЭЛ ТВС БЗВ	CH_BZV	174*19
20	HE_AZ_vrx	ТВЭЛ ТВС ВРХ	CH_VRX	198*271
21	HP_AZ_vrx	ПЭЛ ТВС ВРХ	CH_VRX	198*19
22	HP_AZ_sbz	ПЭЛ ТВС СБЗ	CH_SBZ	527*19
23	HP_AZ_ssz_n	стержень ССЗ	CH_SSZ	46*38
24	HP_AZ_ssz_v	стержень ССЗ	CH_SSZ	46*38
25	HP_SUZ	пэл СУЗ	CH_SUZ	31*19
26	HS_AZ_1	чехол ТВС а.з.	CH_AZ_1/CH_MKP_1	132*1
27	HS_AZ_2	чехол ТВС а.з.	CH_AZ_2/CH_MKP_2	300*1
28	HS_BZV	чехол ТВС БЗВ	CH_BZV/CH_MKP_3	174*1
29	HS_VRX	чехол ТВС ВРХ	CH_VRX/CH_MKP_3	198*1
30	HS_SUZ	чехол ТВС СУЗ	CH_SUZ/CH_MKP_3	31*1

№, п/п	Имя ТЭ	Наименование ТЭ	Имя канала	Кратность
31	HS_SBZ	чехол ТВС СБЗ	CH_SBZ/CH_MKP_3	527*1
32	HS_SSZ	чехол ТВС ССЗ	CH_SSZ/CH_MKP_3	46*1
33	HS_MKP_1	натриевый зазор	CH_MKP_1/CH_MKP_2	1
34	HS_MKP_2	натриевый зазор	CH_MKP_2/CH_MKP_3	1

Основные геометрические характеристики тепловых элементов, моделирующих эффективные натриевые зазоры в межпакетном пространстве, приводятся в таблице 4.4.

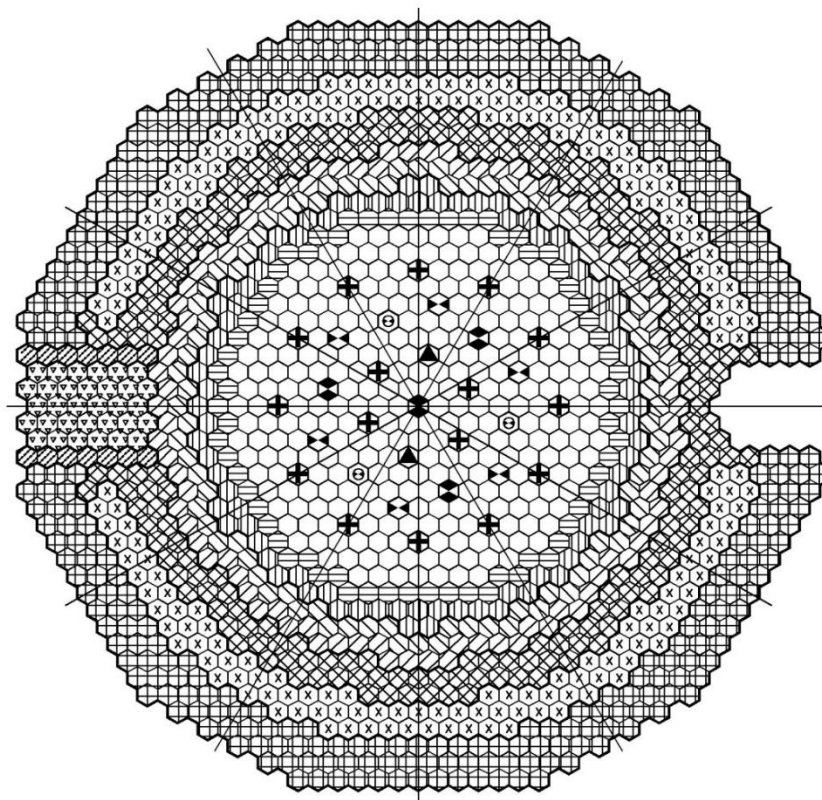
Таблица 4.4 - Основные геометрические характеристики тепловых элементов HS_MKP_1 и HS_MKP_2 (L – длина, R – радиус)

№, п/п	Имя ТЭ	L, м	R _{вн} , м	R _н , м
1	HS_MKP_1	4.7	2.592	2.596
2	HS_MKP_2	4.7	5.386	5.39

Теплогидравлические характеристики каналов, моделирующих активную зону, полученные для стационарного режима путем гидравлического профилирования по высоте модельной кассеты с учетом местных гидравлических сопротивлений и потерь на трение, приводятся в таблице 4.5.

Таблица 4.5 - Номинальные теплогидравлические характеристики каналов, моделирующих активную зону

№, п/п	Имя канала	Количество ТВС, шт.	Расход, кг/с	Мощность канала, Вт	Гидравлическое сопротивление, МПа
1	CH_AZ_1	1	35.170	8.80E+06	0.54
2	CH_AZ_2	6	203.84	5.10E+07	0.54
3	CH_AZ_3	24	791.75	1.98E+08	0.54
4	CH_AZ_4	24	786.29	1.97E+08	0.54
5	CH_AZ_5	47	1505.1	3.76E+08	0.54
6	CH_AZ_6	66	3001.4	4.86E+08	0.54
7	CH_AZ_7	72	3203.8	5.19E+08	0.54
8	CH_AZ_8	108	3880.4	6.28E+08	0.54
9	CH_AZ_9	84	1755.9	2.84E+08	0.54
10	CH_VRX	174	2.1312	8.41E+04	0.54
11	CH_BZV	195	737.42	7.61E+02	0.54
12	CH_SBZ	198	41.887	1.67E+06	0.54
13	CH_SSZ	378	0.07	7.34E-02	0.54
14	CH_MKP_1	-	15.5	-	0.54
15	CH_MKP_2	-	35.2	-	0.54
16	CH_MKP_3	-	114.7	-	0.54
	Активная зона	1408	15784	2800000	0.54



Обозначение	Наименование	Кол.	Зона	Кол.
⬡	ТВС основного массива	282	Топливные сборки	432
⊕	ТВС предпоследнего ряда	66		
⊖	ТВС последнего ряда	84		
⬢	ТВС БЗВ первого ряда	84	Зона воспроизводства	174
⬢	ТВС БЗВ второго ряда	90		
⬢	Сборка регулирующая	2	Сборки СУЗ	31
⊕	Сборка компенсирующая	16		
⊖	Сборка АЗ	6		
⬢	Сборка ПАЗ-Т	4		
⊕	Сборка ПАЗ-Г	3		
⬢	СБЗ	195	Боковая защита	573
⬢	СБЗ периферийная	332		
⬢	ССЗ первого исполнения	32		
⬢	ССЗ второго исполнения	14		
⬢	ТВС отработавшая	198	ВРХ	198
			Всего	1408

Рисунок 4.2 – Картограмма активной зоны [152]

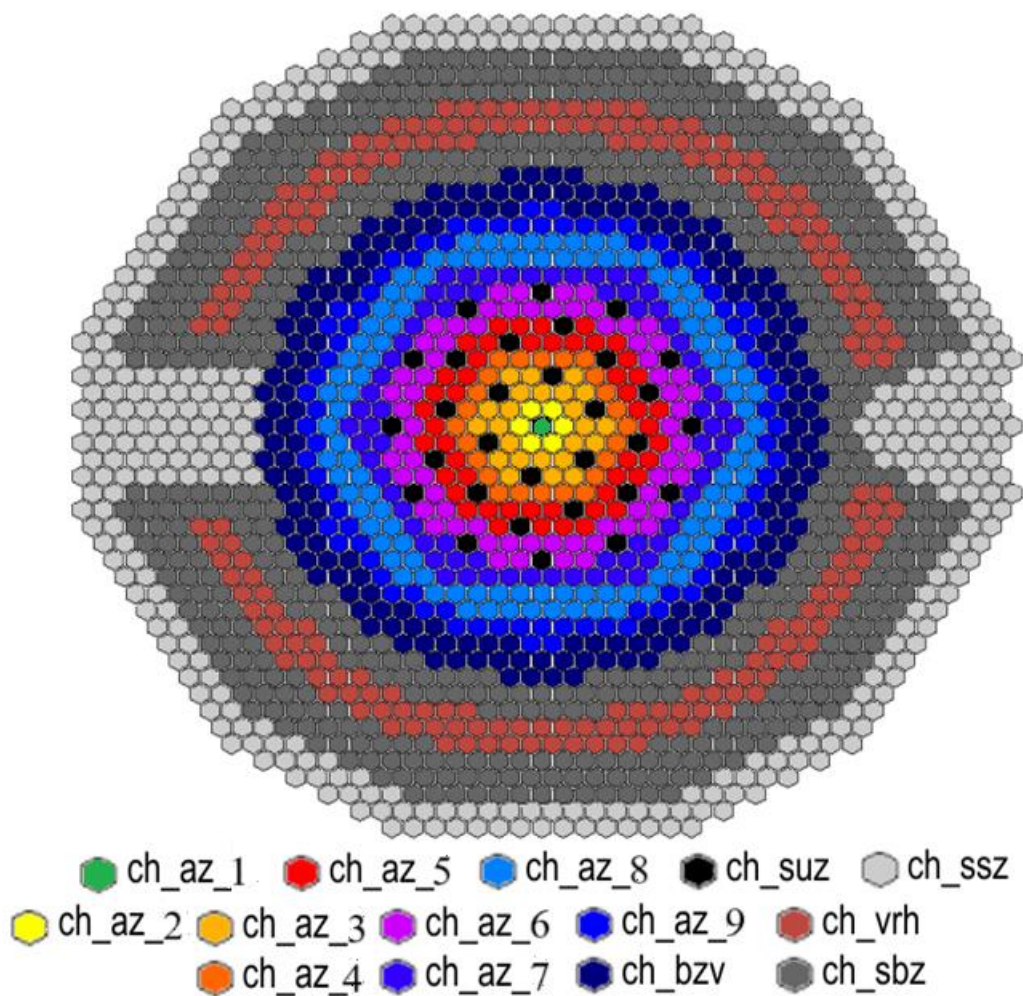


Рисунок 4.3 – Картограмма разбиения на радиальные слои для R-Z модели активной зоны

4.1.2 Модель первого контура

В математическую модель первого контура были включены следующие элементы

- активная зона;
- верхняя камера смешения реактора;
- промежуточные теплообменники первого-второго контуров;
- сливная камера промежуточного теплообменника первого-второго контуров (пространство между средней и верхней плитой опорного пояса);
- главные циркуляционные насосы первого контура;
- напорные трубопроводы ГЦН-1;
- напорная камера;
- напорные трубопроводы АТО;
- автономный теплообменник;
- нижняя камера реактора (объем ниже средней плиты опорного пояса);

- трасса охлаждения корпуса реактора;
- тепловые экраны;
- газовая система первого контура;
- центральная поворотная колонна.

На рисунке 4.4 приведена подробная нодализационная схема первого контура РУ БН-1200

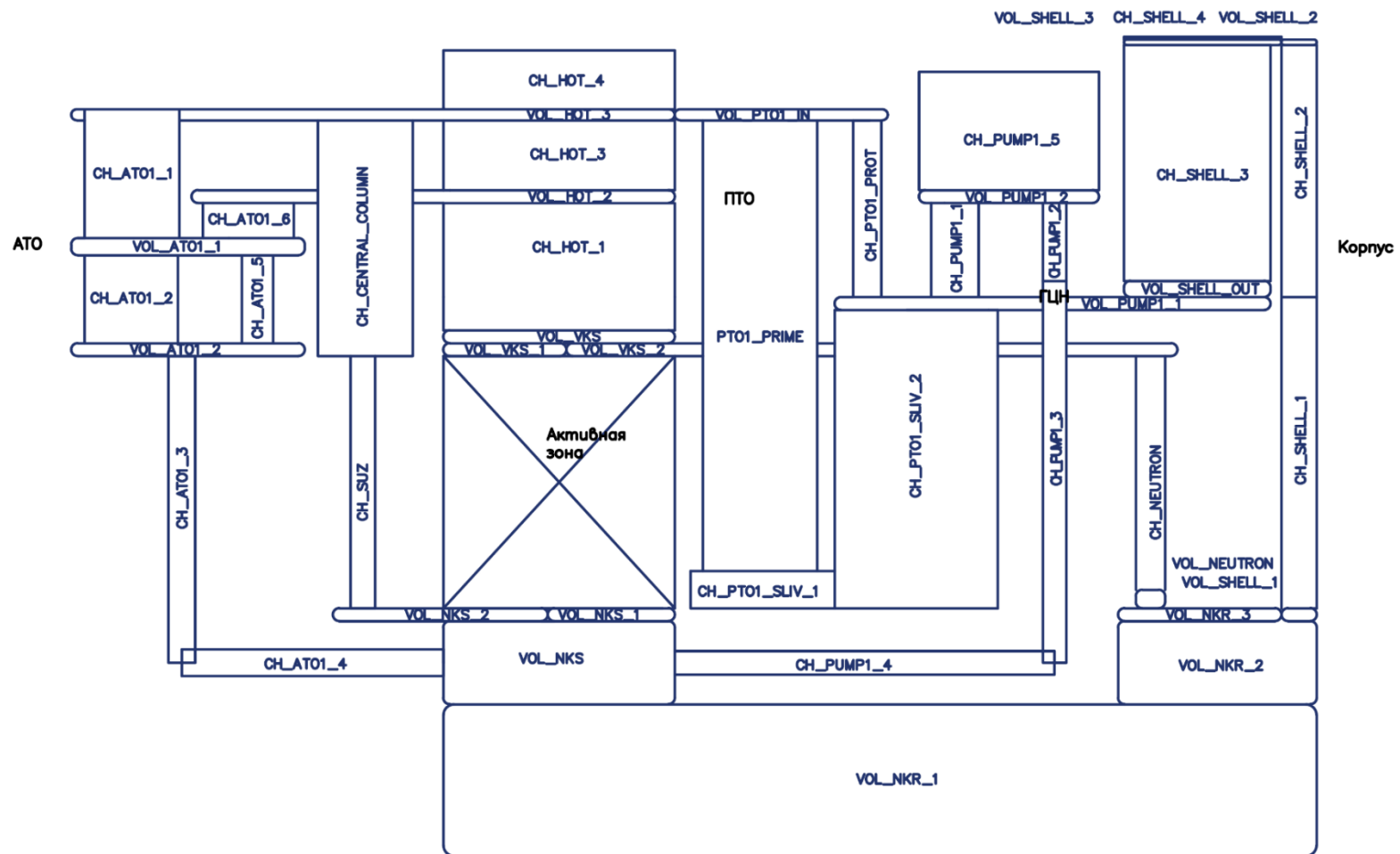


Рисунок 4.4 – Нодализационная схема первого контура РУ БН

4.1.3 Модель второго контура

В математической модели входит второго контура описывается следующее оборудование:

- промежуточные теплообменники первого-второго контуров;
- трубопроводы натрия второго контура;
- парогенератор;
- главный циркуляционный насос второго контура.

Детальная нодализационная схема всех петель теплообмена второго контура одинаковая. На рисунке 4.5 показана нодализационная схема первой теплообменной петли второго контура.

4.1.4 Модель третьего контура

Со стороны третьего контура моделируется пароводяная смесь в трубках парогенератора, путём задания соответствующих граничных условий (по входу – массовый расход и температура, на выходе – давление).

4.1.5 Модель промконтура

В нодализационную схему входит следующее оборудование САОТ:

- автономный теплообменник САОТ;
- трубопроводы САОТ;
- воздушный теплообменник САОТ;
- бак компенсатор САОТ.

Нодализационная схема всех четырех петель САОТ одинаковая.

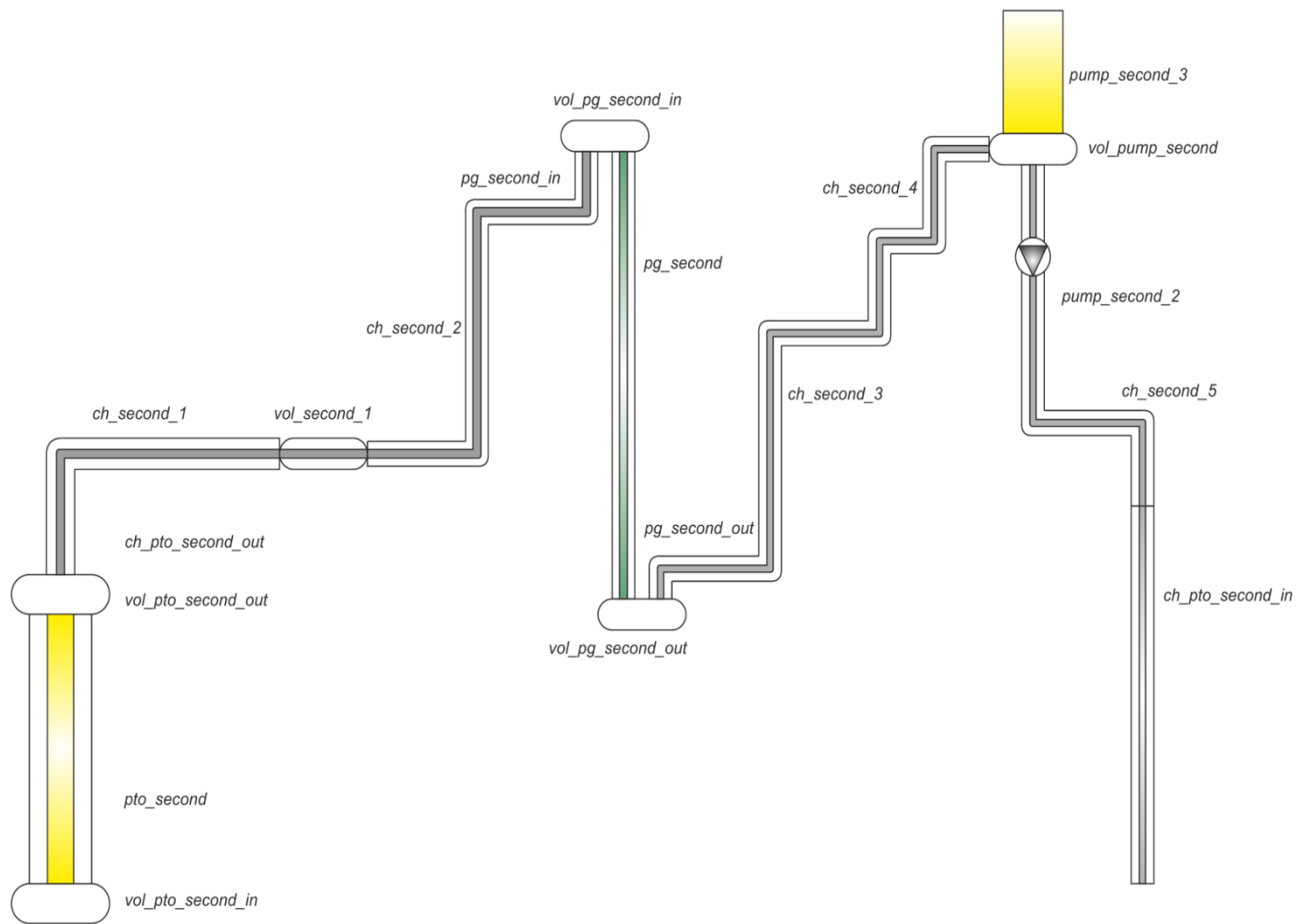


Рисунок 4.5 – Нодализационная схема второго контура РУ БН

4.2 Краткая характеристика исходного состояния энергоблока

В качестве исходного состояния перед аварией рассмотрена работа энергоблока на номинальной мощности в начале микрокампании (состояние реактора с максимальным запасом реактивности).

Основные параметры реакторной установки в исходном состоянии следующие:

- для активной зоны с МОКС топливом:
- значение максимального запаса реактивности – 2,01% $\Delta K/K$;
- исходное положение рабочего и резервного РС – 455 мм от нижнего торца активной зоны (по срезу поглотителя), что соответствует компенсируемой реактивности 0,27 % $\Delta K/K$;
- исходное положение всех стержней КС – 555 мм от нижнего торца активной зоны (по нижнему срезу поглотителя), что соответствует компенсируемой реактивности 1,74 % $\Delta K/K$;
- частота вращения роторов ГЦН-1 - 590 об/мин, ГЦН-2 - 490 об/мин;
- температура натрия на выходе из реактора составляет 550 °С, на входе в реактор 410 °С;
- температура натрия 2 контура на входе в ПГ 527 °С, на выходе из ПГ 355 °С;
- температура перегретого пара 510 °С;
- температура питательной воды 275 °С;
- избыточное давление в газовой системе реактора составляет 0,054 МПа.

В качестве исходного события (ИС) аварии постулируется непредусмотренное одновременное извлечение двух стержней РС со скоростью 10 мм/с и 16 стержней КС со скоростью 5 мм/с из исходного положения, указанного выше, в верхнее положение с вводом положительной реактивности, соответствующей запасу реактивности реактора в исходном состоянии.

В результате ИС происходит рост мощности реактора. Постулируется отказ двух независимых комплектов УСБ АЗ. Соответственно, не реализуется алгоритм срабатывания АЗ по превышению заданной мощности, температуры натрия на выходе из активной зоны и реактора, а также других параметров реакторной установки.

В рассматриваемой ситуации частоты вращения всех ГЦН-1 остаются номинальными. Поэтому ПАЗ-Г не срабатывают. Постулируется отказ всех стержней ПАЗ-Т.

Вследствие роста мощности реактора при сохранении теплоотвода в третий контур происходит рост температур в первом и втором контурах.

4.3 Анализ изменения реактивности и мощности реактора

Исходным событием в аварии типа УТОР является неконтролируемое извлечение группы регулирующих (РС) и компенсирующих стержней (КС) из активной зоны с отказом активного и пассивного каналов СУЗ. Схема извлечения стержней РС и КС в соответствии с исходным событием представлена на графике (рисунок 4.6) (черная кривая – ход стержней РС, красная - КС). В результате извлечения стержней происходит ввод положительной реактивности, что приводит к росту мощности и разогреву топлива и теплоносителя. К 11-ой секунде температура теплоносителя достигает температуры насыщения, и натрий закипает. Рост мощности реактора до начала кипения натрия в а.з. ограничивается отрицательным эффектом реактивности – Доплер эффектом. После начала процесса кипения его область быстро распространяется к центру а.з., в результате чего достигается кризис теплообмена, плавление оболочек твэлов, что приводит к вводу положительной реактивности, и в соответствии с рисунком 4.8 мощность реактора скачком увеличивается до $\sim 13 N_{\text{ном}}$ (номинальных значений). После этого происходит масштабное плавление топлива и его перемещение из центральной части а.з: частично вместе с парожидкостным потоком в район верхнего поглощающего экрана, а затем при образовании блокировок в область нижнего торцевого экрана. В результате мощность реактора снижается ниже номинального значения.

Изменение реактивности и мощности реактора представлено на рисунках 4.7– 4.9.

Стоит отметить, что моделируемые процессы имеют большую неопределенность. Для дополнительного анализа адекватности описания процесса изменения мощности в условиях кипения натрия и деградации активной зоны проведена кросс-верификация с аналогичным расчетом по коду COREMELT (рисунок 4.10). Для моделирования активной зоны кодом COREMELT используется цилиндрическая R-Z геометрия в приближении пористого тела и 3D модель нейтронно-физических процессов. В однофазном режиме результаты моделирования существенно не отличаются. Момент кипения натрия различается на 1 секунду. Наибольшие отличия наблюдаются на стадии кипения натрия и его воздействия на реактивность. В СОКРАТ-БН от начала кипения до кризиса теплообмена проходит порядка 2-х секунд, в коде COREMELT около 6-ти секунд. Это объясняется расхождением в оценке пустотного эффекта реактивности. В СОКРАТ-БН после закипания в верхней области ТВС пустотный эффект принимает отрицательное значение, но не достаточное, чтобы значительно снизить мощность. Поэтому область кипения быстро расширяется до центра активной зоны, пустотный эффект реактивности становится положительный, что приводит к быстрому росту мощности и быстрому росту температуры. Расчет по коду COREMELT дает более отрицательное значение пустотного

эффекта реактивности, что приводит к большему колебанию мощности и более позднему наступлению кризиса теплообмена. С другой стороны, после наступления кризиса и начала плавления стальной оболочки, наблюдается похожая картина развития аварии: резкий рост мощности приводит к разогреву активной зоны и плавлению топлива, а затем резкое снижение мощности, связанное с уносом топлива. Оба расчета дают похожее значение пиковой мощности: около 13 номиналов – СОКРАТ-БН и около 11 номиналов – код COREMELT.

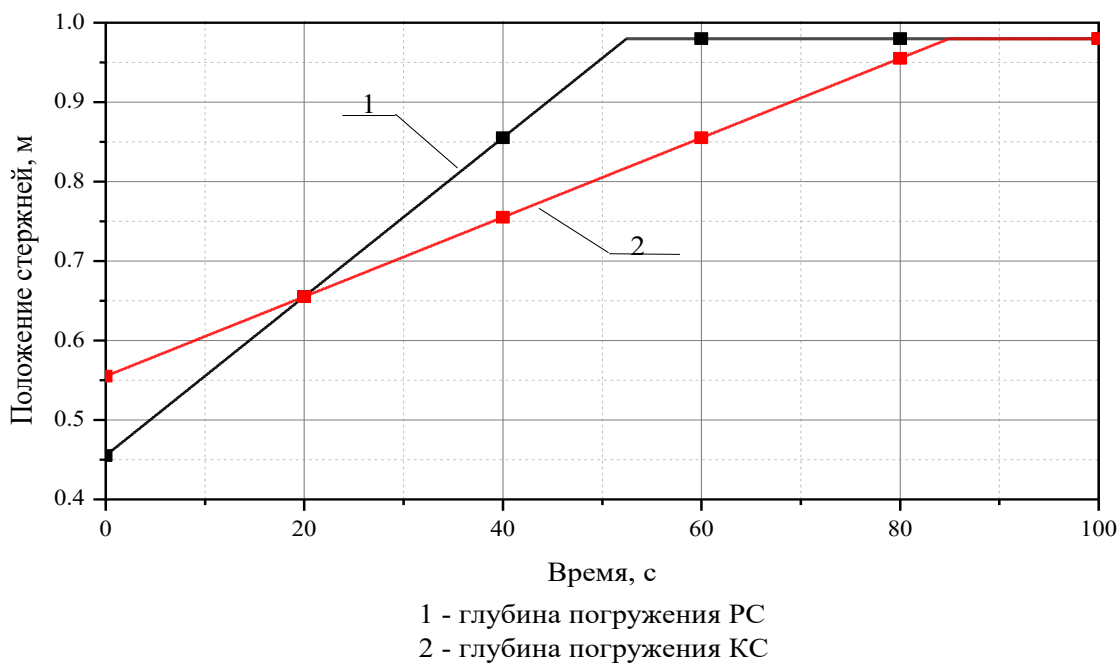


Рисунок 4.6 – Схема извлечения стержней РС и КС в начале аварии

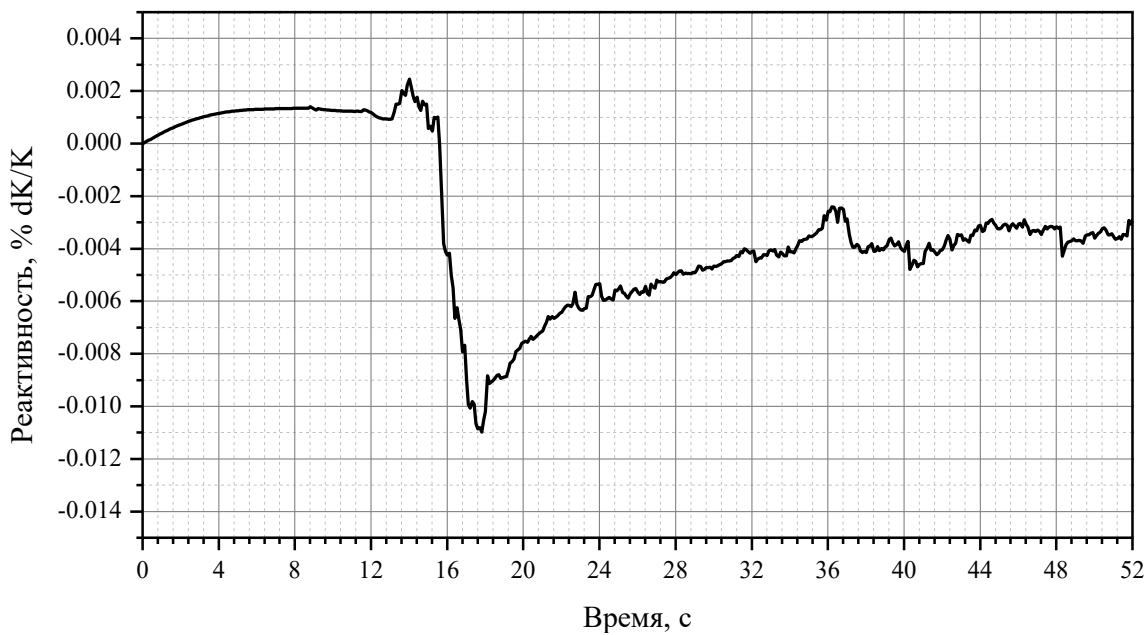
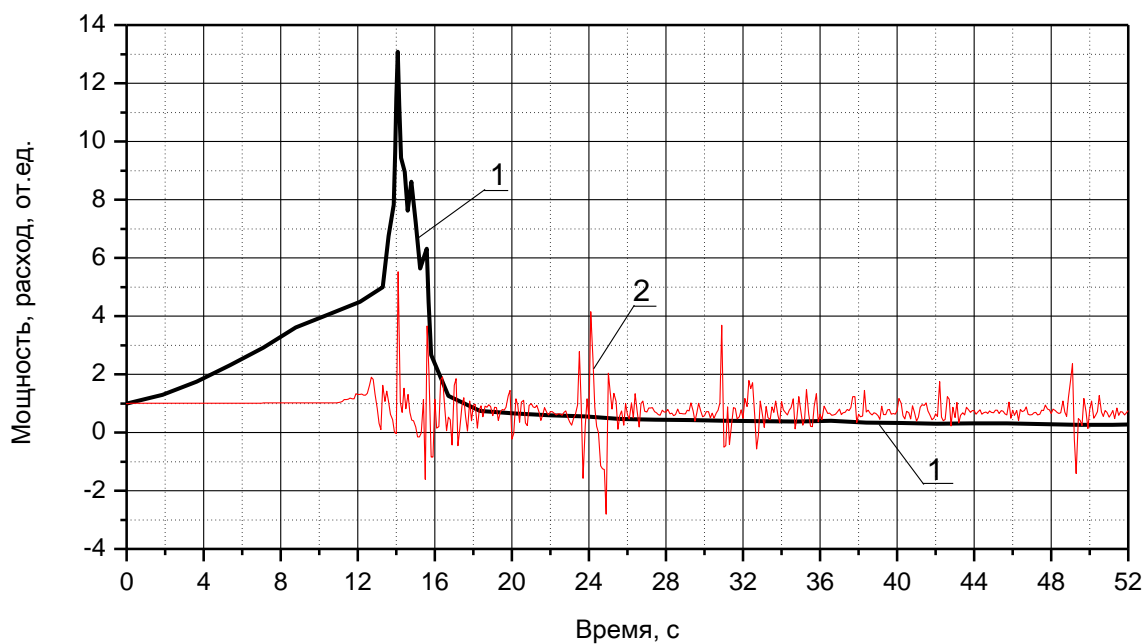


Рисунок 4.7 – Суммарная реактивность



- 1 - Мощность реактора
- 2 - Расход теплоносителя через а.з.

Рисунок 4.8 – Мощность реактора и расход теплоносителя через а.з. на начальном этапе аварии

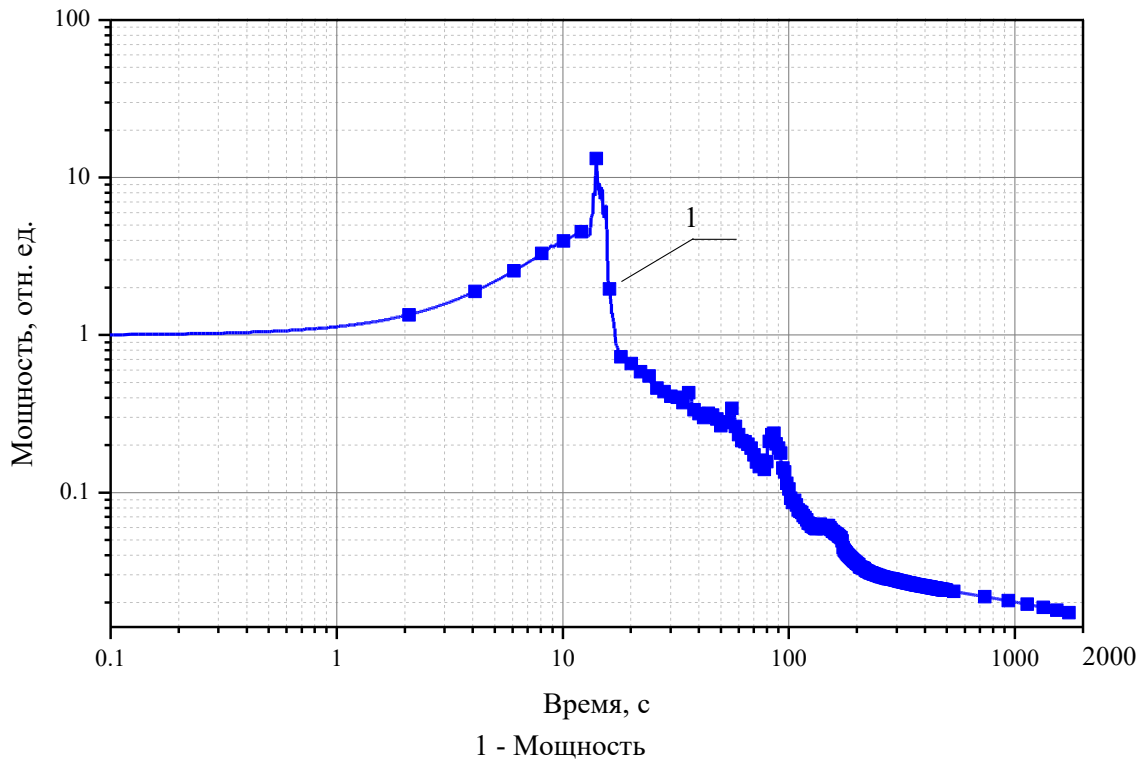


Рисунок 4.9 – Оценка изменения мощности реактора до принятия персоналом мер по управлению ЗПА

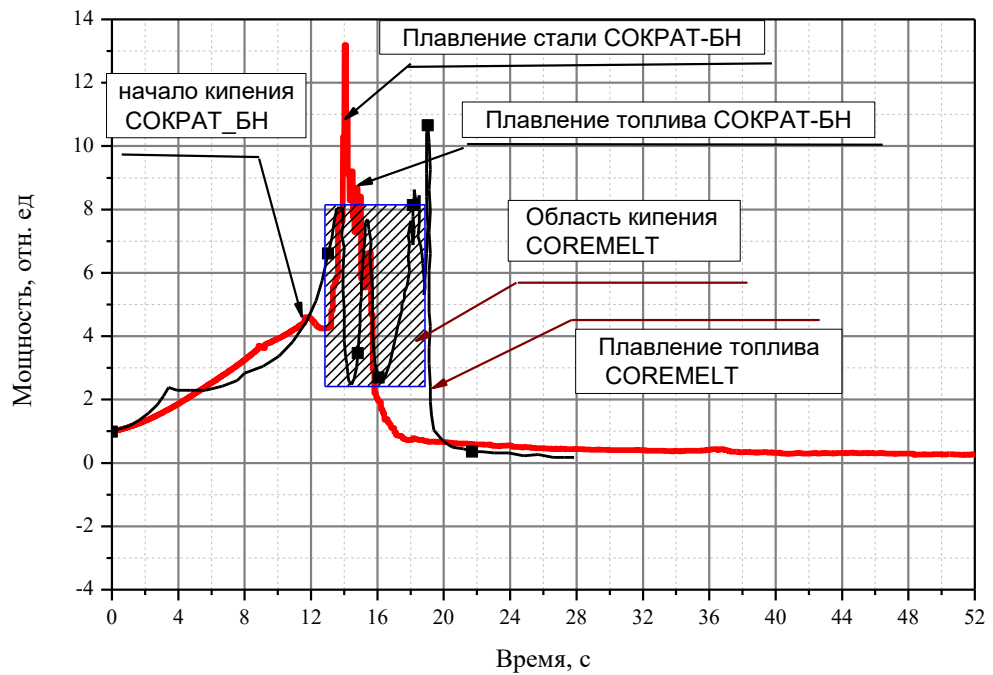
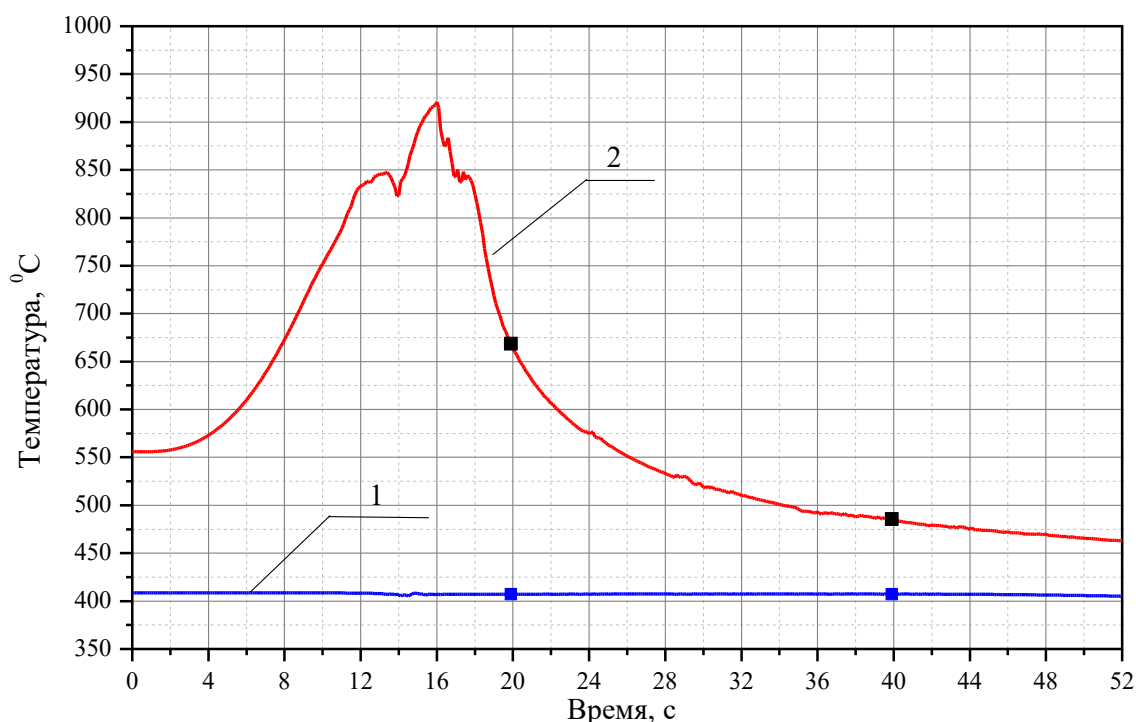


Рисунок 4.10– Относительная мощность РУ в аварии УТОР рассчитанная по кодам СОКРАТ-БН и COREMELT

4.4 Анализ основных теплогидравлических параметров РУ по контурам

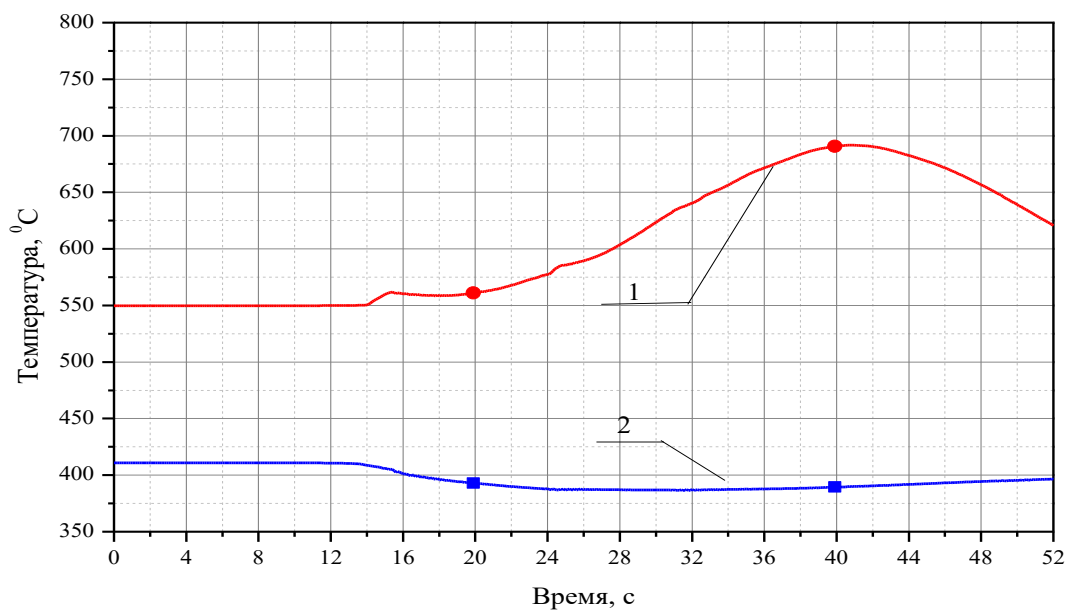
Изменение основных параметров первого контура РУ приведено на рисунках 4.11 - 4.17.

Как было указано выше, рост мощности приводит к разогреву теплоносителя первого контура с быстрым ростом температуры на выходе из активной зоны до температуры насыщения (рисунок 4.11), с дальнейшим ростом на входе в теплообменники ПТО (рисунок 4.12). В соответствии графиком роста температуры происходит расширение объема теплоносителя и рост его уровня в газовой полости реактора (рисунок 4.13). Рост уровня в ГПР приводит к сжатию газа и повышению его давления как в ГПР, так и в сосуде компенсатора (рисунок 4.14). Уже через 14 -15 секунд давление достигает уставки открытия гидрозатвора и начинается выброс среды из сосуда компенсатора в окружающую среду (рисунок 4.15). При этом, возмущение по температуре теплоносителя в первом контуре, при сохранении номинальных оборотов работы ГЦН второго контура (рисунок 4.16) достигают ПГ примерно через 30 секунд (рисунок 4.17).



- 1 - Температура на входе в а.з.
- 2 - Температура на выходе из а.з.

Рисунок 4.11 – Средние температуры теплоносителя на входе и выходе из ТВС а.з.



1 - Температура на входе в ПТО 1-го контура
 2 - Температура на выходе из ПТО 1-го контура

Рисунок 4.12 – Температура теплоносителя первого контура на входе и выходе из ПТО

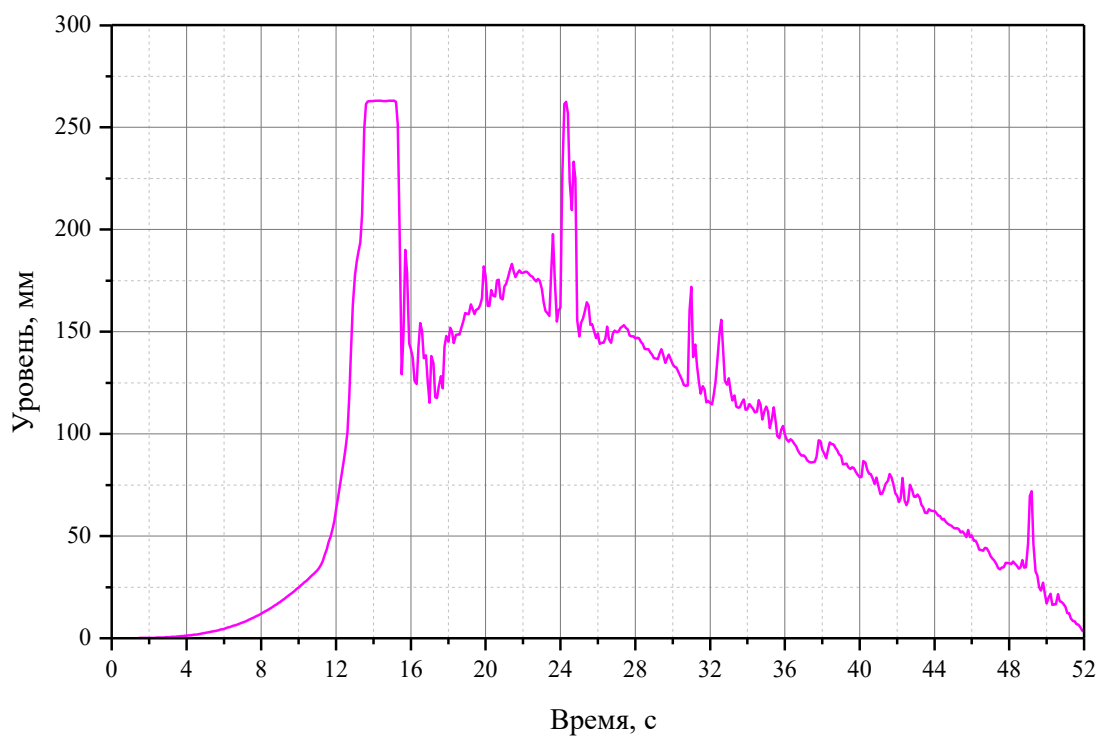


Рисунок 4.13 – Уровень натрия в ГПР

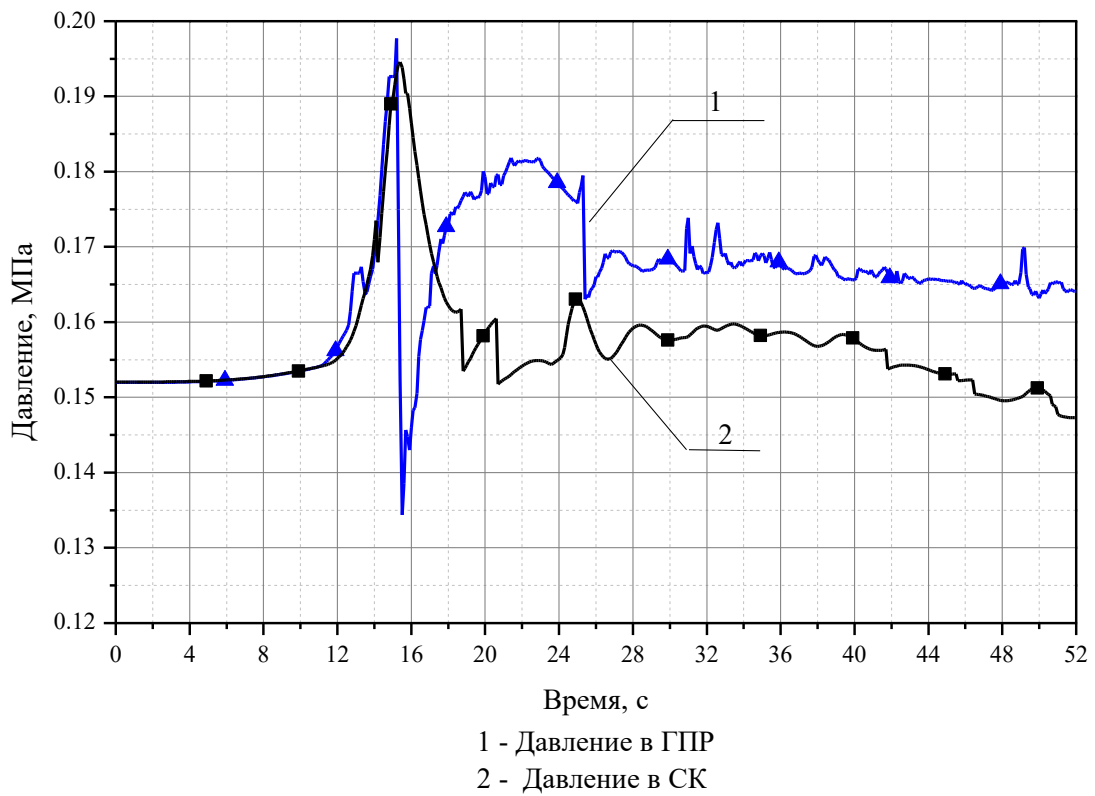


Рисунок 4.14 – Давление в газовой системе реактора (ГПР, СК)

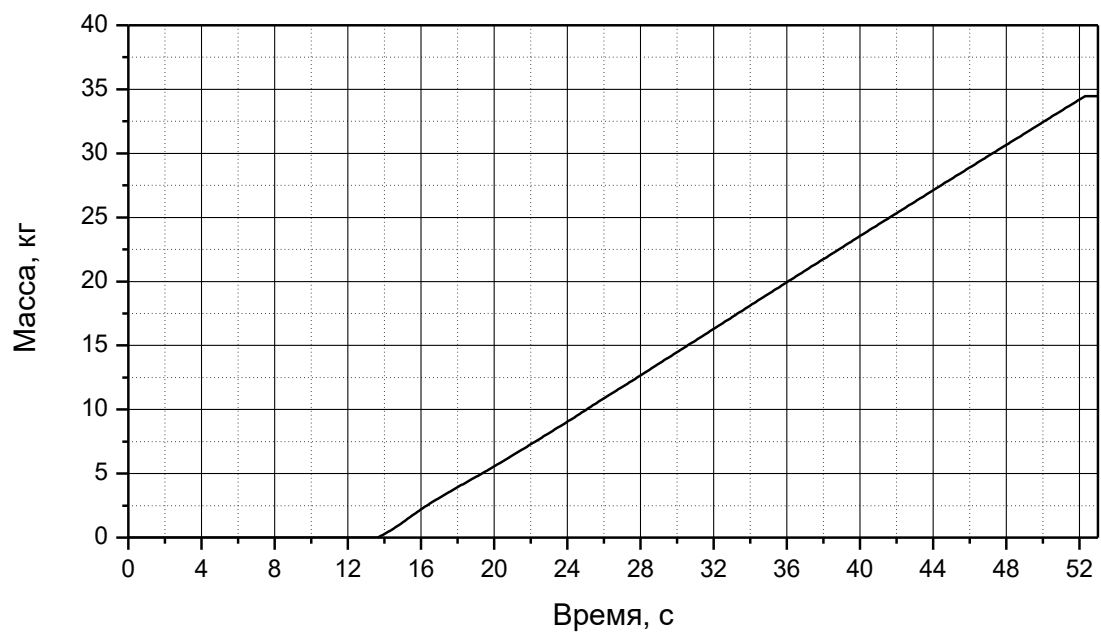
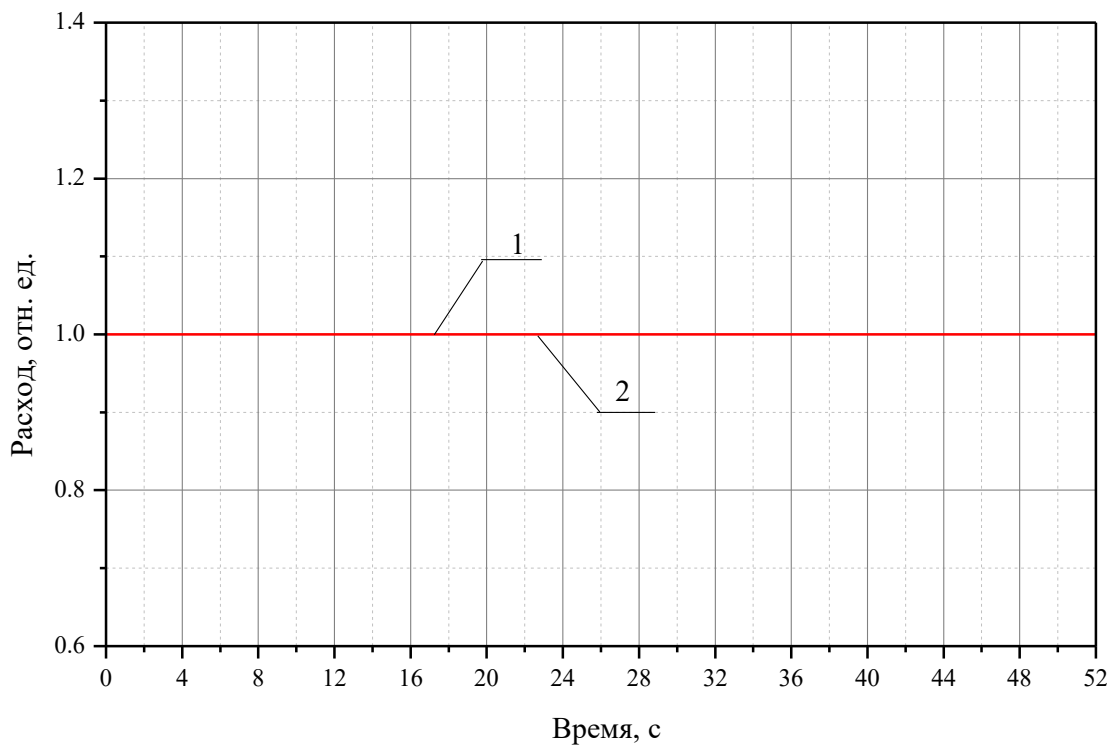
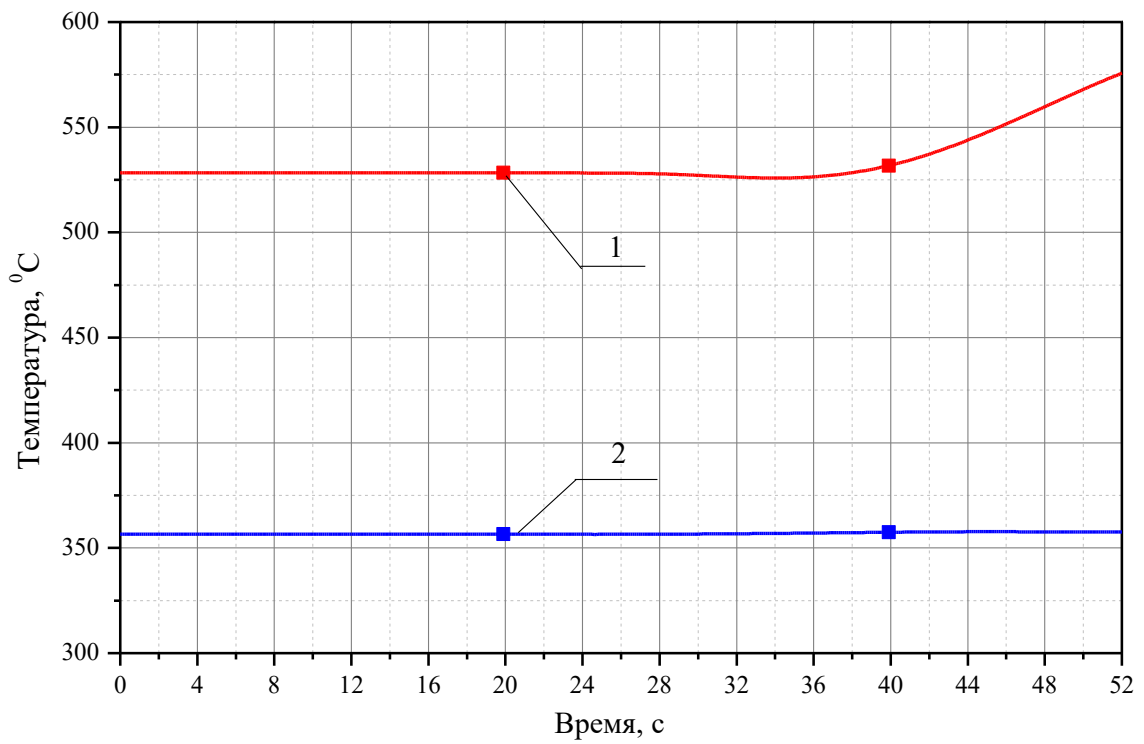


Рисунок 4.15 – Масса выброса парогазовой смеси в систему спецвентиляции



1 - Расход натрия по второму контуру
 2 - Расход питательной воды

Рисунок 4.16 – Расходы теплоносителей второго контура и питательной воды



1 - Температура на входе в ПГ
 2 - Температура на выходе из ПГ

Рисунок 4.17 – Температура теплоносителя второго контура на входе и выходе из ПГ

4.5 Анализ характера и масштаба повреждения активной зоны

Результаты расчета параметров активной зоны РУ БН-1200 представлены на рисунках 4.18 - 4.24. Для оценки состояния активной зоны рассмотрены: температуры на выходе из максимально энергонапряженных каналов (рисунок 4.18) и средне напряженных каналов (рисунок 4.19); температуры оболочек на начальной стадии аварии также для группы наиболее напряженных (рисунок 4.20). В аварии типа УТОР повреждение оболочек твэлов реализуется при прямом контакте топлива и оболочки из-за распухания топливной таблетки при резком увеличении мощности. Это хорошо видно на рисунке 4.22. Напряжения в максимально и средне напряженных ТВС достигают предела прочности уже на 14-15 секундах. При достижении максимальной мощности также происходит и масштабное плавление топлива и оболочек, с забросом расплавленных масс область натриевой полости и пэлов. Это приводит к резкому снижению мощности за счет удаления топлива из активной части зоны, с последующей стабилизацией процессов кипения и разогрева активной зоны. Общая масса образующегося расплава топлива и стали оценивается в величину около 30000 кг. Количество разгерметизировавшихся твэл представлено на рисунке 4.23, а количество твэл с плавлением оболочки и топливо представлено на рисунке 4.24.

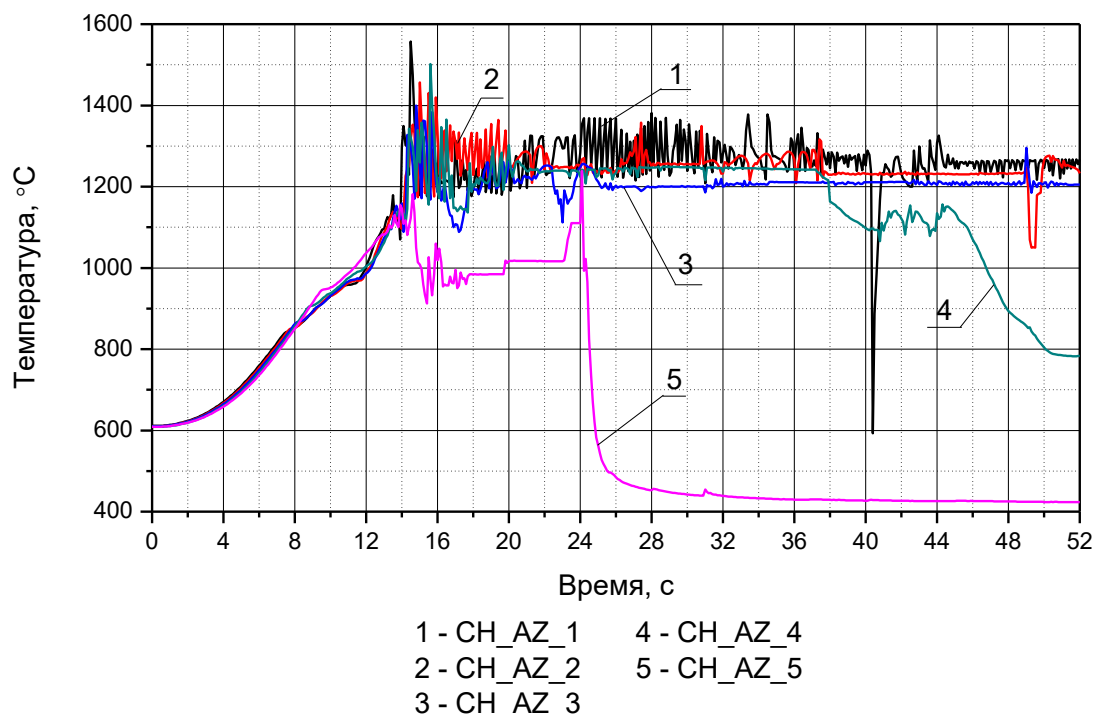


Рисунок 4.18 – Температура теплоносителя на выходе из максимально напряженных каналов а.з.

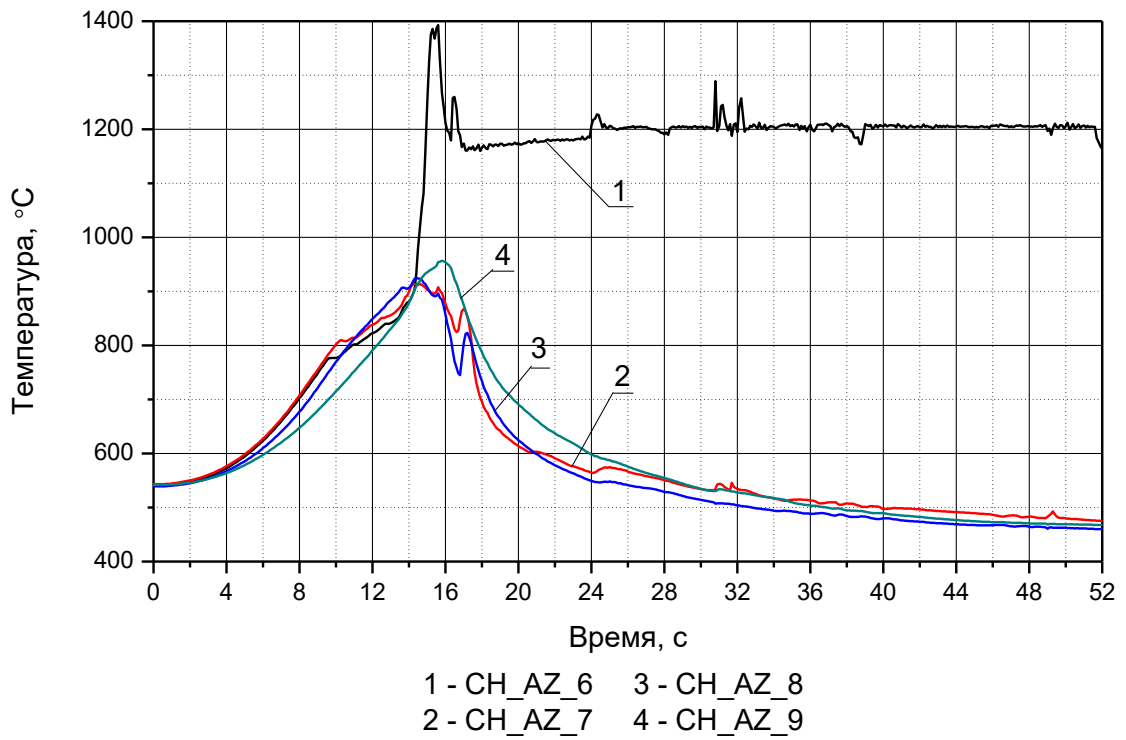


Рисунок 4.19 – Температура теплоносителя на выходе из средне напряженных каналов а.з.

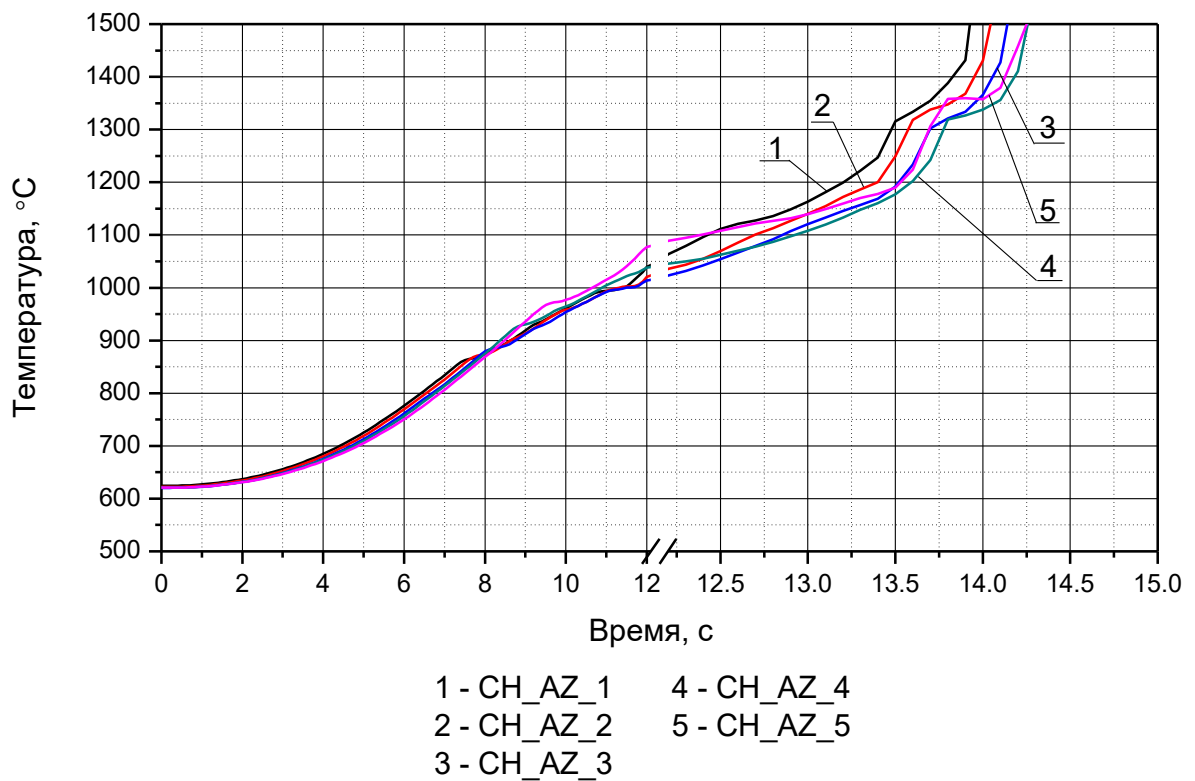
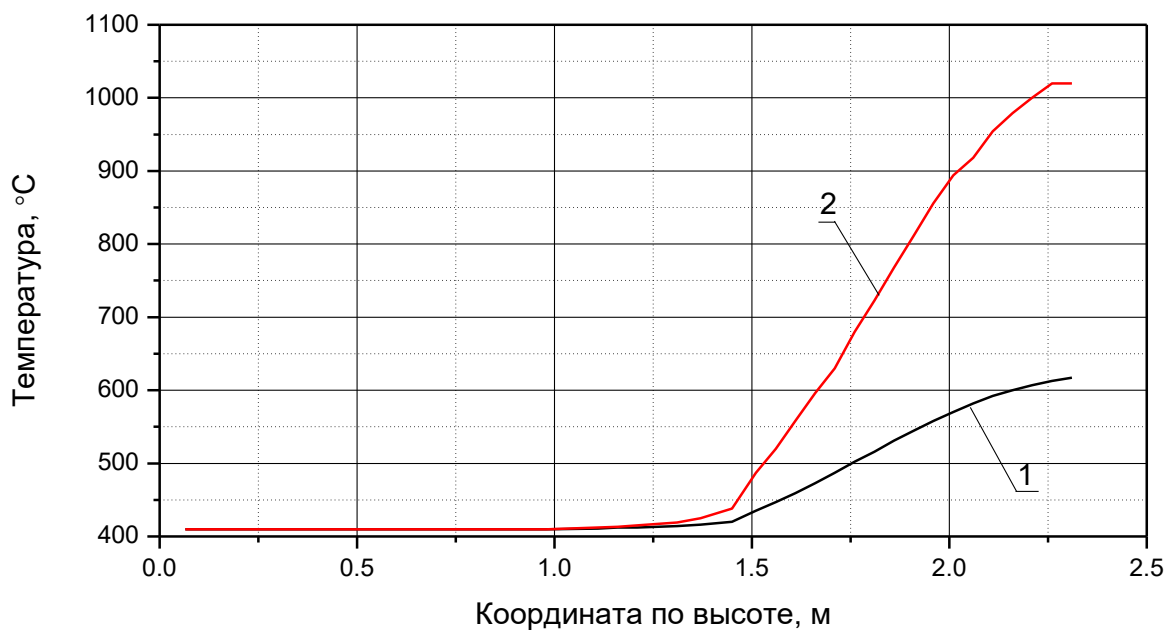
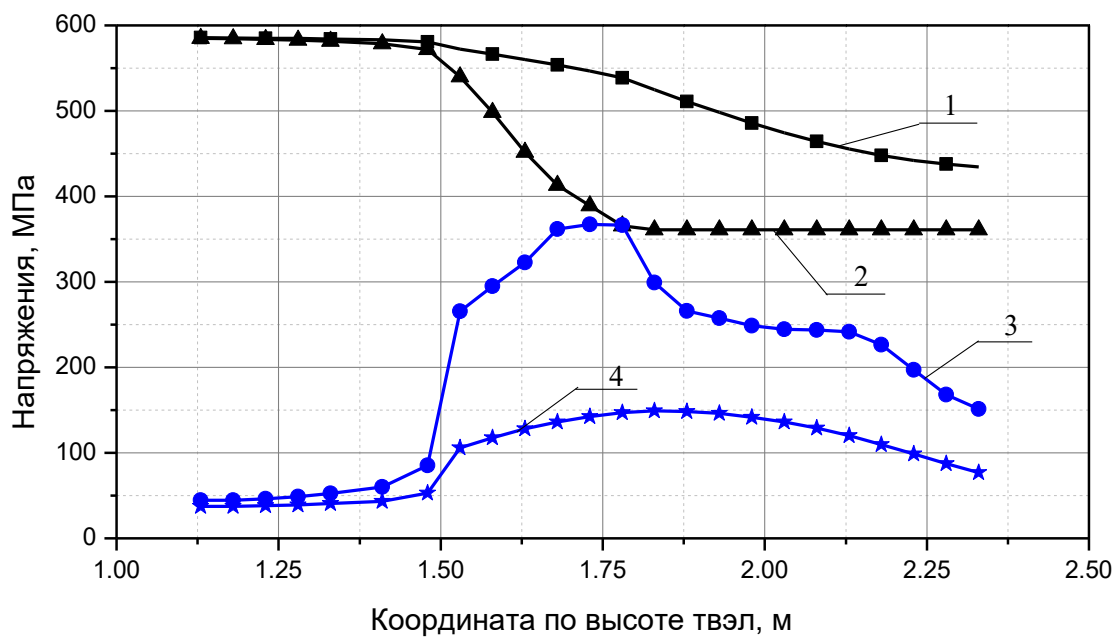


Рисунок 4.20 – Температуры оболочек твэл максимально напряженных каналов а.з.



- 1 - Температура оболочки твэл (0 с)
- 2 - Температура оболочки твэл (12 с)

Рисунок 4.21 – Распределение температуры по высоте оболочки твэл максимально напряженного канала активной зоны в характерные моменты времени



- 1 - Пределные напряжения в начальный момент времени
- 2 - Пределные напряжения на максимальной мощности
- 3 - Эффективные напряжения на максимальной мощности
- 4 - Эффективные напряжения в начальный момент времени

Рисунок 4.22 – Распределение напряжений в оболочках твэл максимально напряженного канала а.з. в характерные моменты времени

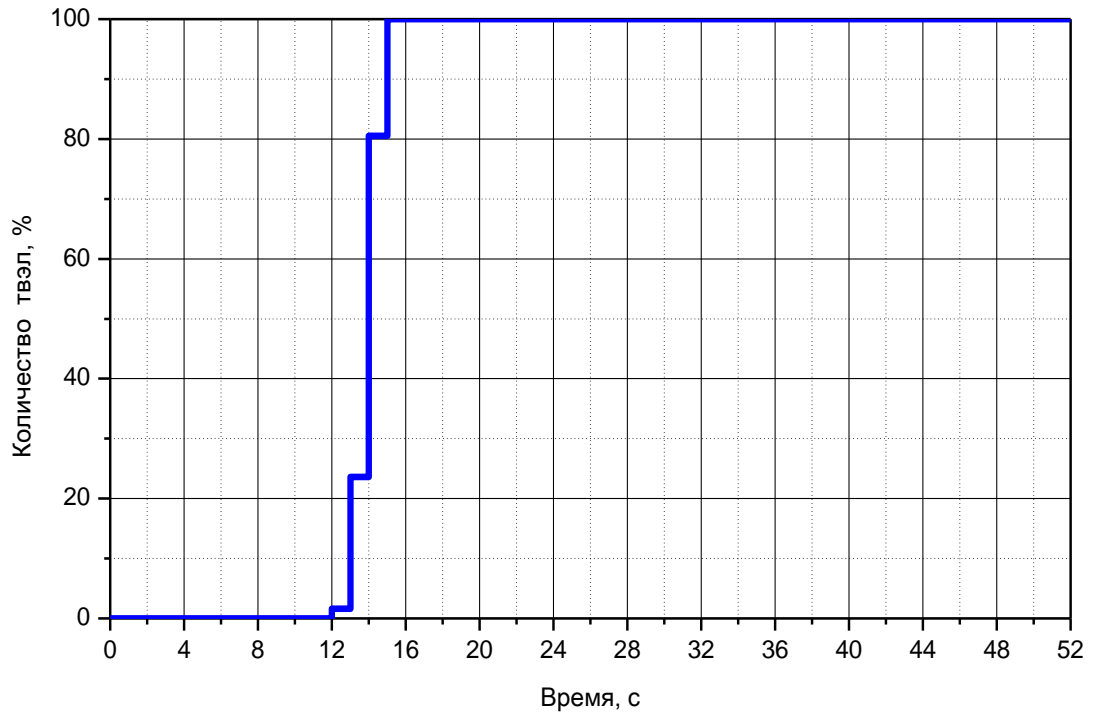


Рисунок 4.23 – Количество разгерметизировавшихся ТВЭЛ

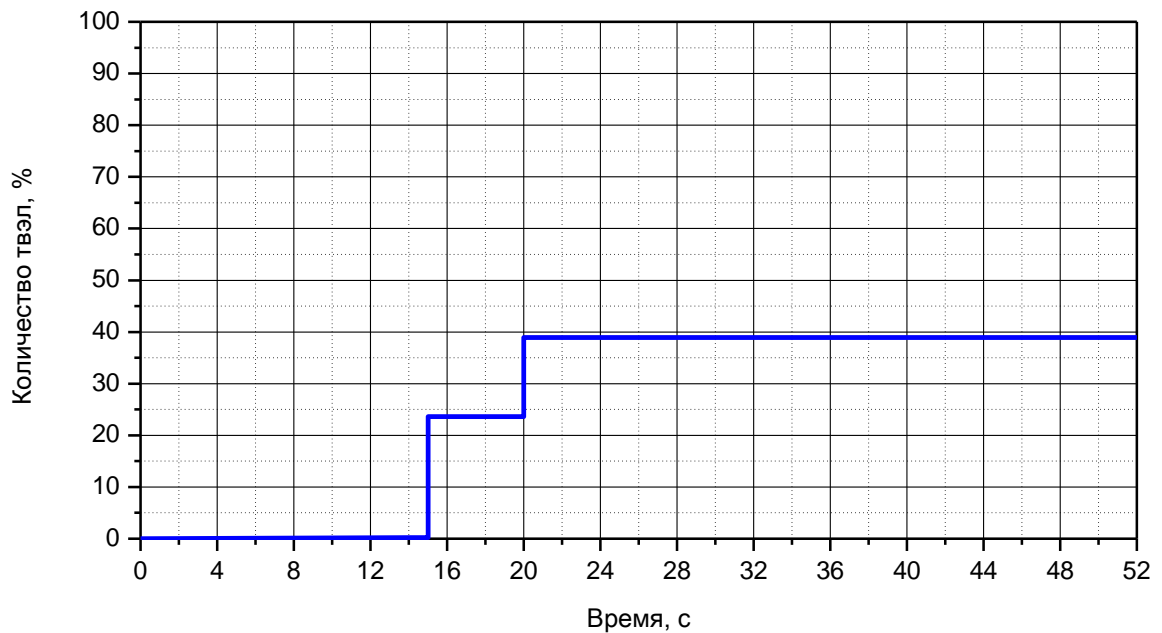


Рисунок 4.24– Количество ТВЭЛ с плавлением оболочек и топлива

4.6 Анализ взаимодействия расплава топлива с теплоносителем

Проблема высокоинтенсивного термического взаимодействия кориума с теплоносителем, приводящая к значительным динамическим воздействиям на конструкции, возникла при рассмотрении тяжелых аварий с плавлением активной зоны на РУ ВВЭР. В результате подобных аварий образуются большие массы расплава (кориума), которые постепенно, проплавливая опорные конструкции, могут упасть в недогретый до температуры насыщения теплоноситель. Для реализации высокоинтенсивного

термического взаимодействия при прямом контакте расплава топлива с теплоносителем необходимо создать большую теплопередающую поверхность. Такая ситуация может иметь место, если перемешивание кориума с охладителем осуществляется при дроблении большой массы кориума на отдельные достаточно крупные капли (порядка 0,01 м). На поверхности этих крупных, движущихся в теплоносителе, капель устанавливается устойчивое плёночное кипение, препятствующее прямому контакту между кориумом и охладителем. Особенностью режима плёночного кипения является низкий коэффициент теплоотдачи, тем самым в каплях кориума сохраняется первоначальное большое количество тепловой энергии. В результате система «крупные капли кориума – охладитель» существует достаточно продолжительное время, и формируется значительная область перемешивания, содержащая большое количество тепловой энергии, высвобождение которой может привести к мощному паровому взрыву [108].

При анализе термического взаимодействия кориума с натриевым теплоносителем установлено, что режим плёночного кипения на фрагментах кориума не реализуется, при условиях протекания тяжёлых аварий, что было подтверждено экспериментально [109] и теоретически [110]. Т.е., при термическом взаимодействии кориума с натрием сразу происходит прямой контакт двух компонент, что приводит к быстрому нагреву натрия до температуры насыщения и его вскипанию, которое является причиной роста давления. Например, в экспериментальной работе [110] описано экспериментальное исследование термического взаимодействия имитатора кориума (около 10 кг сплава железа и алюминия при температуре около 2727 C^0) с недогретым натрием (155 кг натрия при 527 C^0). При этом в эксперименте моделировалась ситуация, при которой расплав из активной зоны поступает в верхнюю камеру реактора. Характерные пики давления в зоне взаимодействия составили около 1 МПа. При диаметре экспериментального сосуда в 0,3 м столб натрия, за счёт вскипания поднялся примерно на два метра. Оценки коэффициента конверсии (отношение выделившейся кинетической энергии к запасённой энергии в расплаве) составили около 0,3%.

Для быстрых реакторов протекание тяжелой аварии с плавлением активной зоны развивается по иному сценарию, чем для реакторов с водяным теплоносителем, где плавление активной зоны происходит в основном после ее осушения в отсутствие потока теплоносителя. В рассматриваемой в нашем случае аварии типа УТОР основная масса расплава на начальной стадии аварии уносится потоком пара из области расположения ТВЭЛов в вышележащую область, где размещены более холодные стержни пэлов. Основная масса расплава застывает в верхней области активной и образует блокады для прохождения теплоносителя. Т.к. в баке реактора в момент аварии достаточно много

объема теплоносителя в жидком состоянии, то можно гипотетически предположить, что расплав не будет оседать на пэлах, а будет выбрасываться непосредственно в ВКС, где будет оседать в поверхностях центральной поворотной колонны или обратно оседать на головки ТВС. Заброс расплава в более высокие области невозможен, по причине низких скоростей потока теплоносителя - менее 1-2 м/с.

Один из таких сценариев промоделирован в программе СОКРАТ-БН. На рисунке 4.25 можно видеть, что на 14 секунде происходит залповый выброс расплава общей массой порядка 1700 кг (моделируется выброс всего расплава, оседающего на пэлах). Предполагается, что весь расплав выбрасывается в ВКС на высоту 0,48 м выше головок ТВС активной зоны. В момент выхода расплава в ВКС теплоноситель уже находится в состоянии парожидкостной смеси, в которой находится порядка 9 м³ пара (рисунок 4.26). Взаимодействие расплава с парожидкостной смесью не приводит к значительным выбросам энергии, максимальный пик давления (рисунок 4.27) не превышает 0,275 МПа (второй пик ~0,24 МПа), что даже ниже, чем в условиях блокировок проходного сечения. Вероятно, основную энергию расплав отдает конструкционным элементам, на которые он оседает, температура расплава за 5 секунд снижается до температур конструкционных элементов и окружающего натрия за счет большой теплоемкости конструкционных элементов (рисунок 4.28).

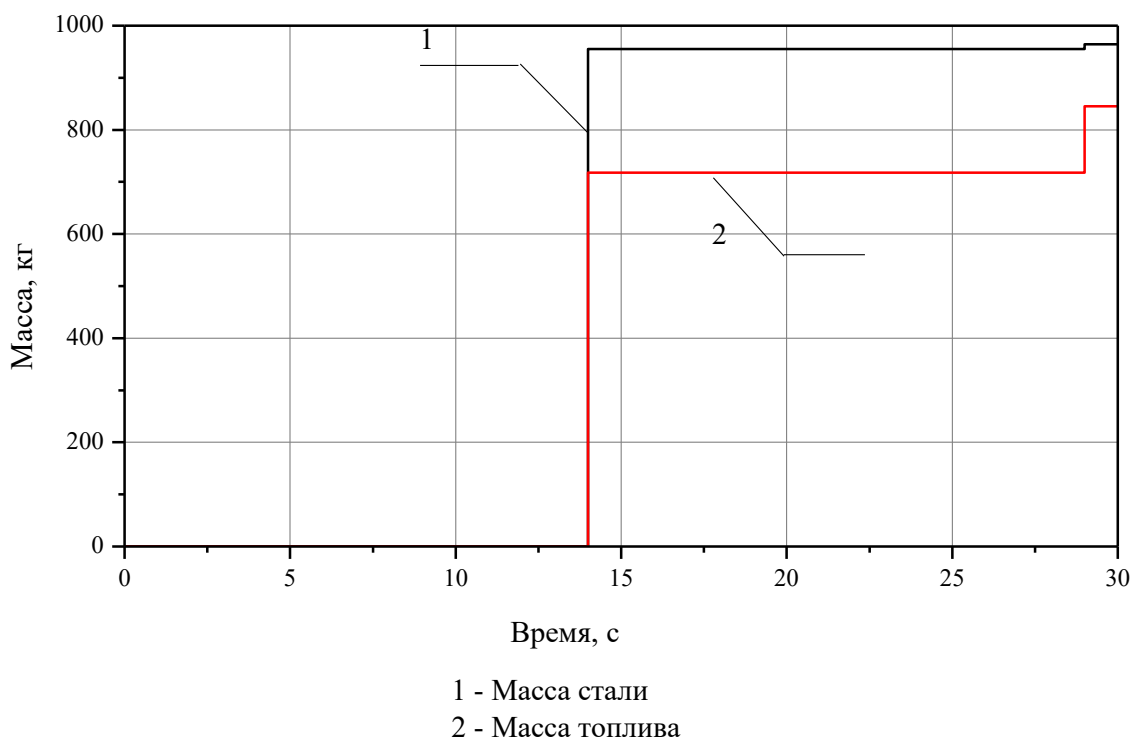
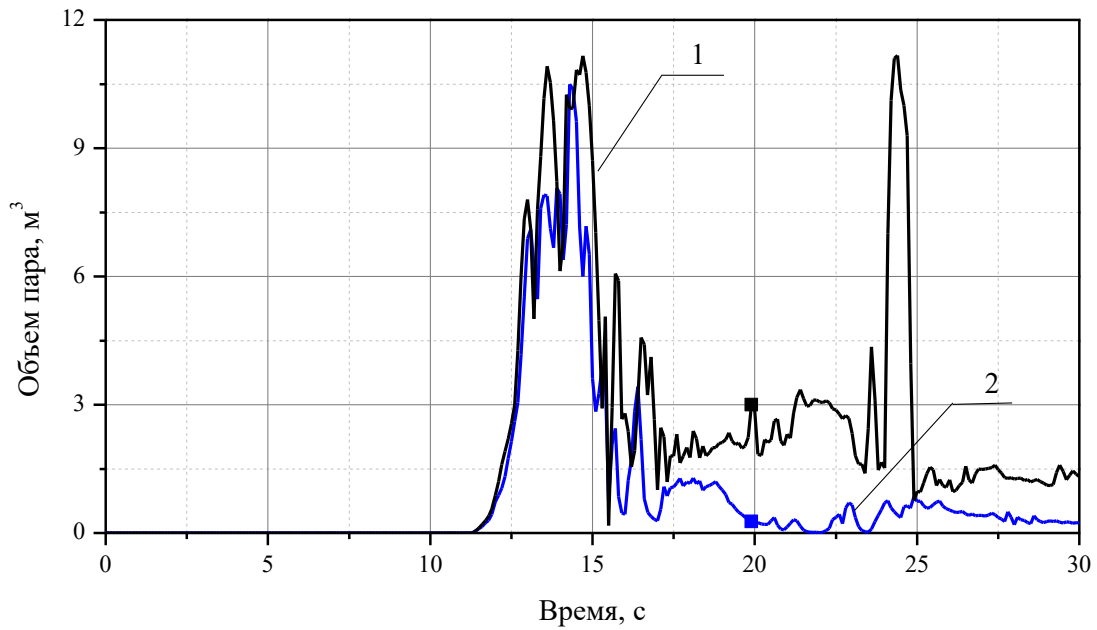
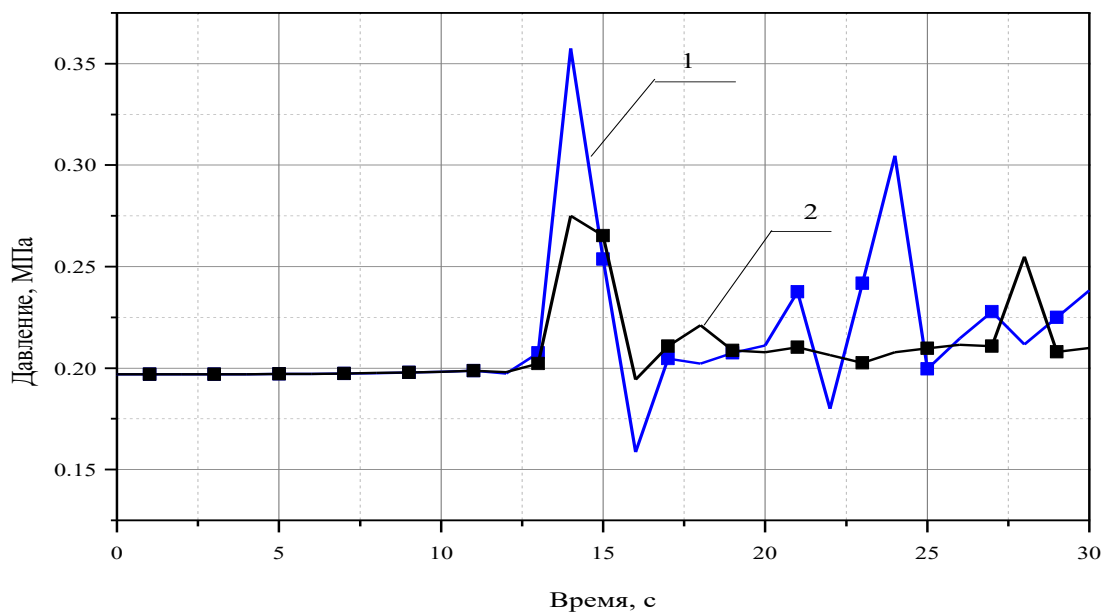


Рисунок 4.25– Масса расплава в вышедшая в ВКС



- 1 - Объем пара в ВКС без выброса расплава
- 2 - Объем пара в ВКС с выбросом расплава

Рисунок 4.26 – Объем пара на выходе из а.з.



- 1 - Давление в ВКС без выброса расплава
- 2 - Давление в ВКС с выбросом расплава

Рисунок 4.27 – Давление теплоносителя на выходе из а.з.

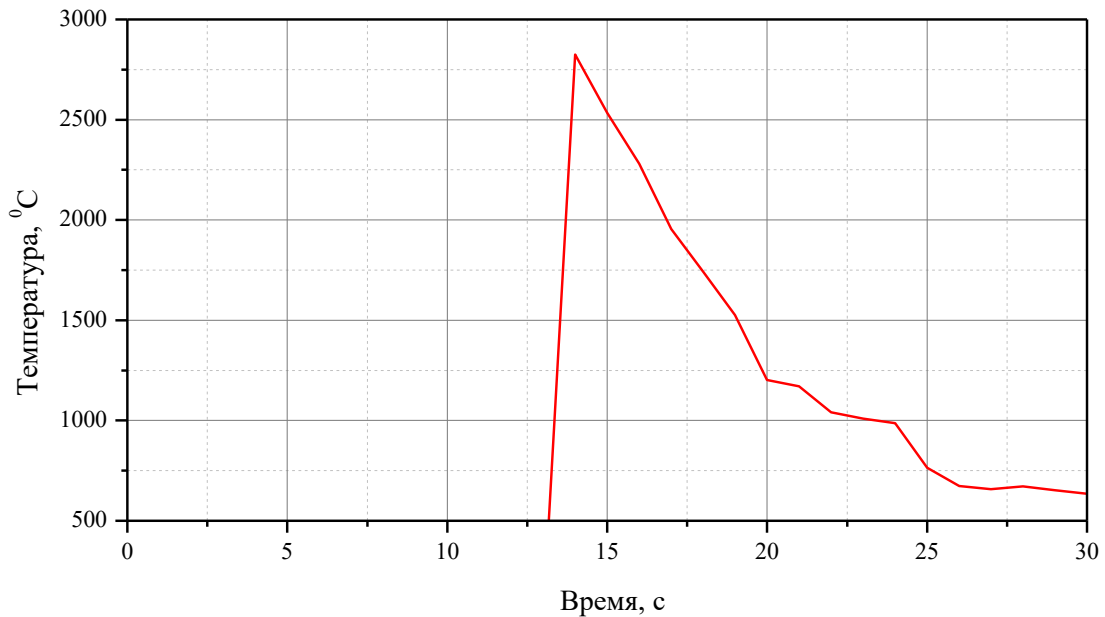


Рисунок 4.28 – Температура расплава, выброшенного в ВКС

4.7 Анализ распространения расплава в объеме активной зоны

На рисунках 4.29 и 4.36 представлено состояние активной зоны на момент начала плавления и после массового выброса расплавленных материалов в область натриевой полости и пэлов. На рисунках 4.29 – **Ошибка! Источник ссылки не найден.** п соответствует номеру расчетного канала а.з. С каждым каналом граничат тепловые элементы, моделирующие твэл, пэл и чехол ТВС. Чехол изображен слева от номера расчетного канала, твэл и пэл – справа. Внутренние и внешние границы тепловых элементов изображены справа налево, соответственно. На представленных схемах представлена хронология развития аварии, соответствующая изменению мощности. На 14 секунде (рисунок 4.30) – наступил кризис теплообмена в максимально напряженных каналах, начинается плавление и перемещение оболочек твэлов, происходит ввод положительной реактивности и последующий рост мощности. На 15 секунде – резкий рост мощности, который приводит к плавлению оксидного топлива и началу плавления чехлов ТВС (рисунок 4.31). На 20 секунде наблюдается выброс топлива (рисунок 4.32) как в верхнюю часть на уровень ПЭЛ, так и в нижнюю часть а.з. – это приводит к удалению делящегося вещества из активной части, вводу отрицательной реактивности и резкому снижению мощности. На этот момент времени также наблюдается распространение фронта плавления в боковую сторону к средне напряженным каналам (начиная с 6-го канала). На 25 секунде за счет блокировки проходных сечений начинается плавление топлива в 6 и 7 м каналах, которое продолжается примерно до 40 секунде, с постепенной

остановкой фронта плавления к 52 секунде, при переходе на уровень мощности соответствующей уровню остаточных энерговыделений (рисунки 4.33 - 4.36).

Дополнительно на рисунке 4.37 представлен анализ полной массы расплавленного топлива и стали, а на рисунке 4.38 – массы топлива и стали в расплавленном состоянии на момент завершения расчета.

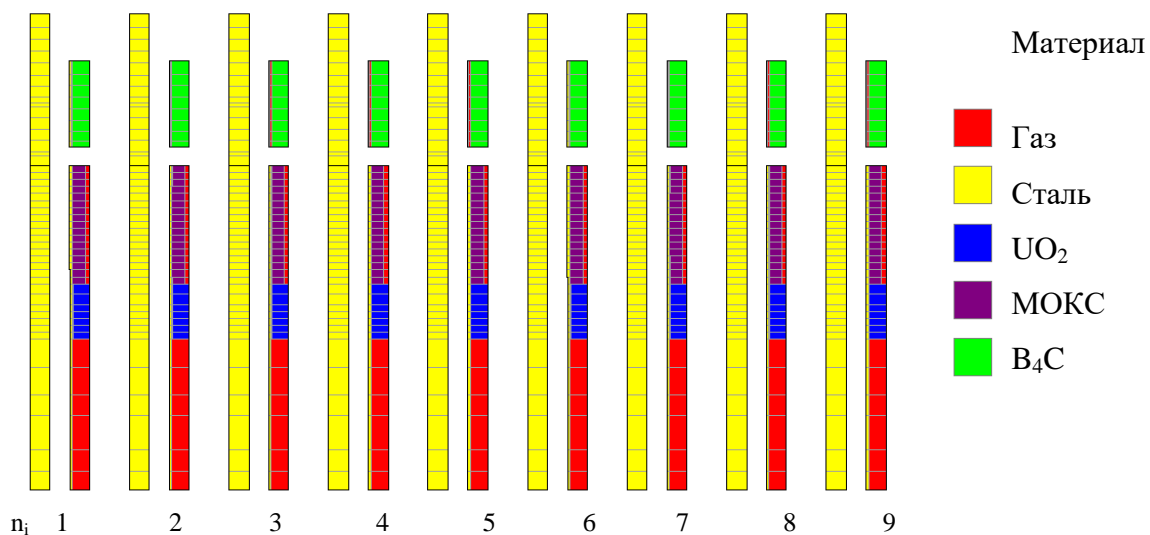


Рисунок 4.29 – Распределение материалов в конструкционных элементах а.з. в 0 с

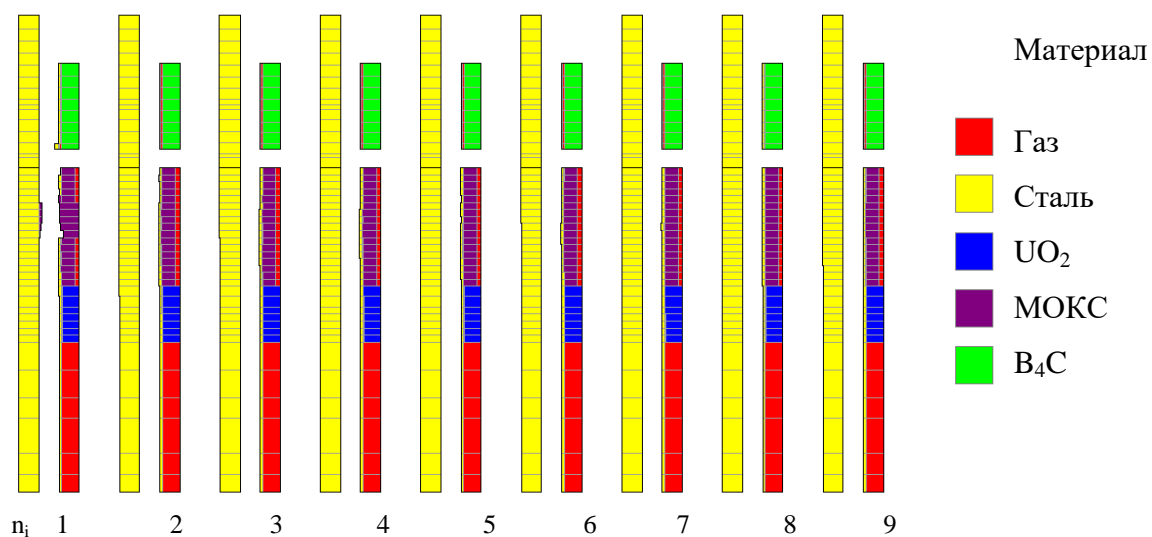


Рисунок 4.30 – Распределение материалов в конструкционных элементах а.з. в 14 с

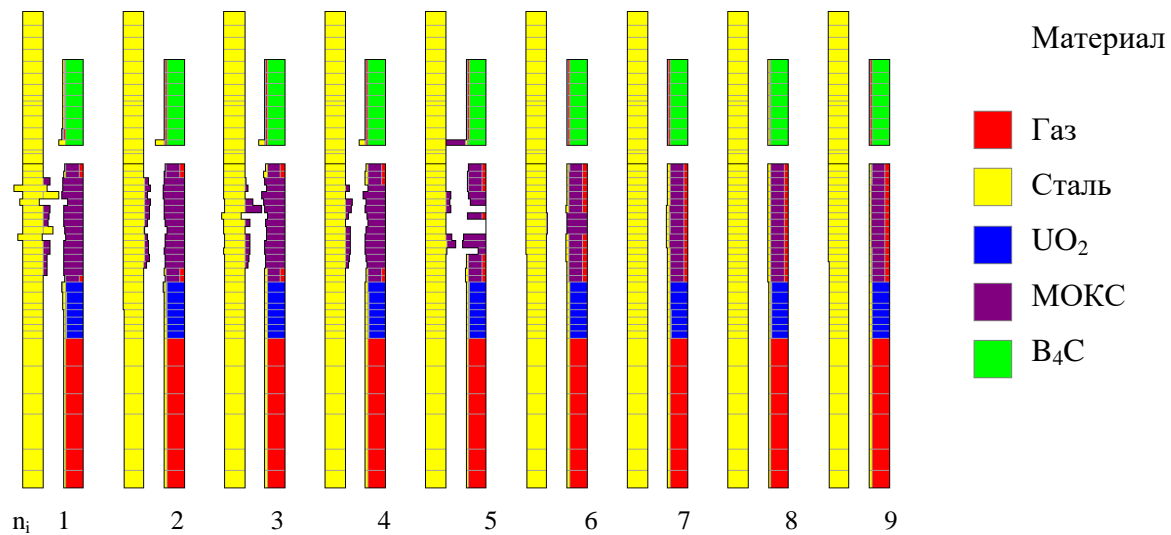


Рисунок 4.31 – Распределение материалов в конструктивных элементах а.з. в 15 с

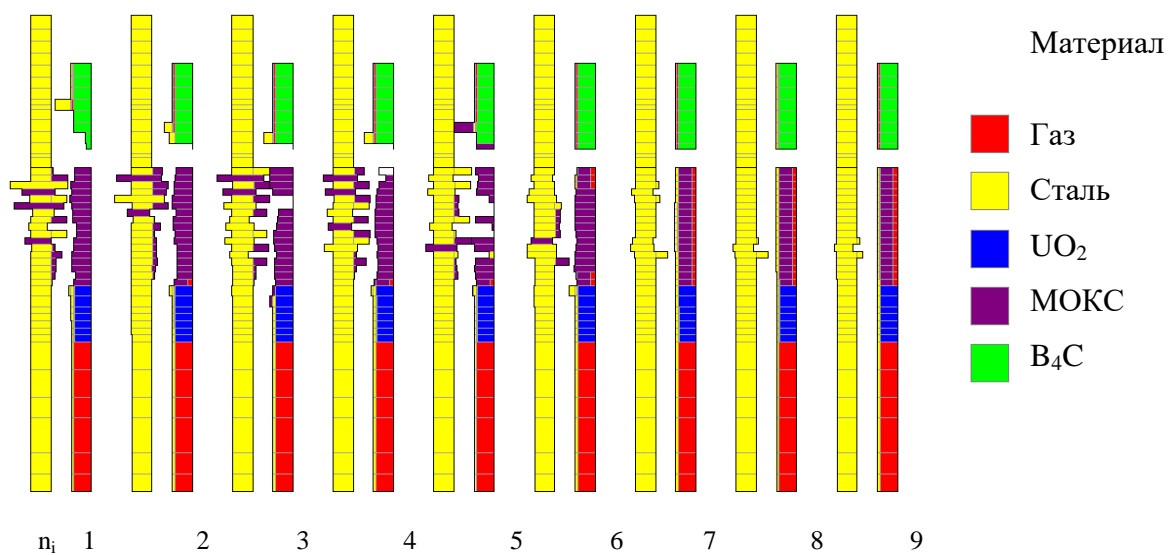


Рисунок 4.32 – Распределение материалов в конструктивных элементах а.з. в 20 с

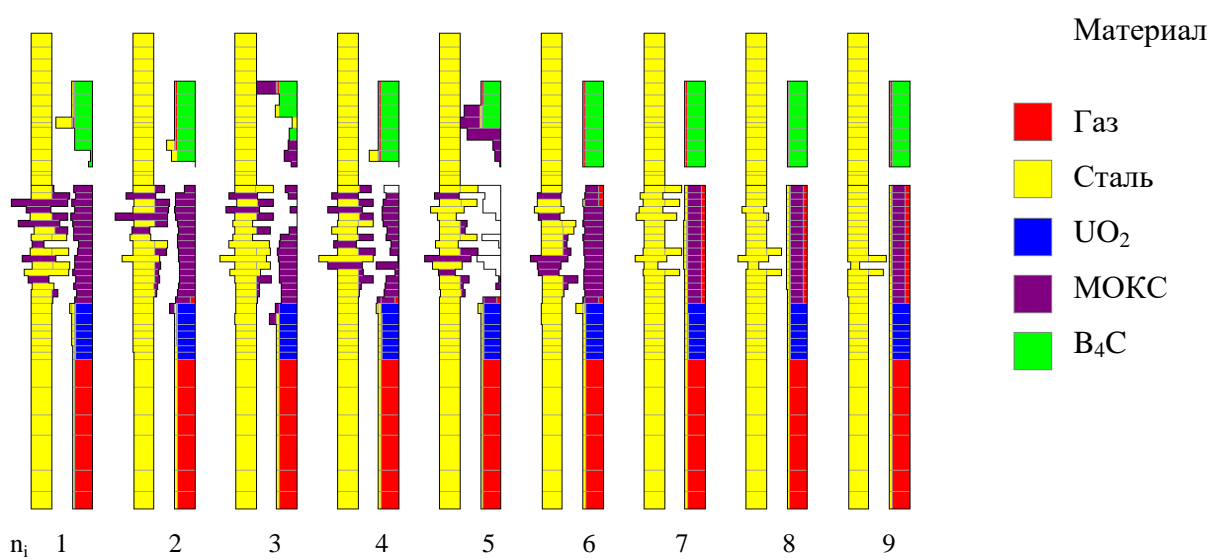


Рисунок 4.33 – Распределение материалов в конструктивных элементах а.з. в 25 с

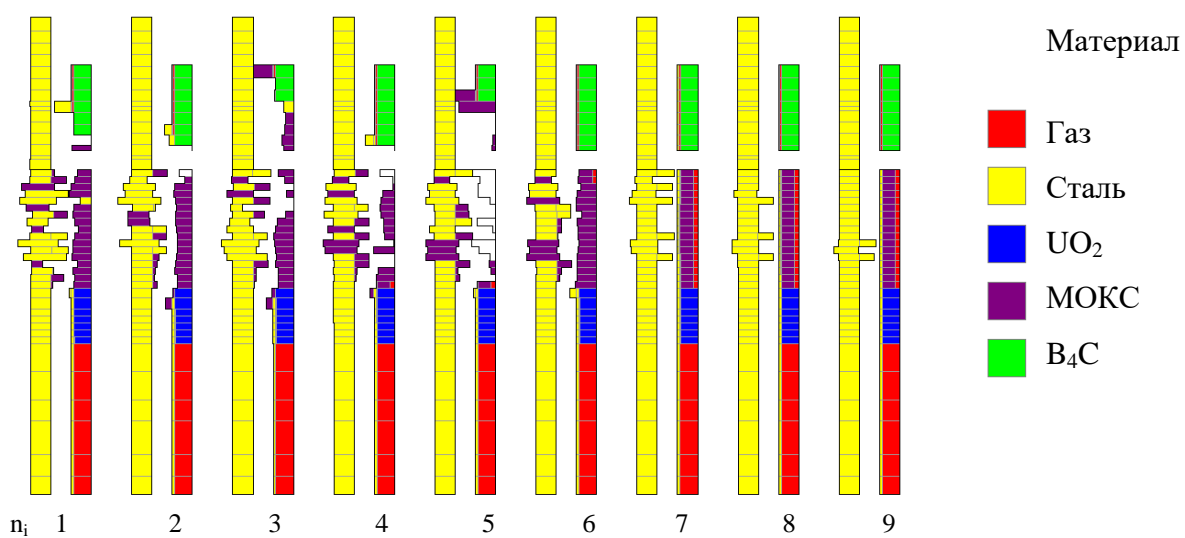


Рисунок 4.34 – Распределение материалов в конструктивных элементах а.з. в 30 с

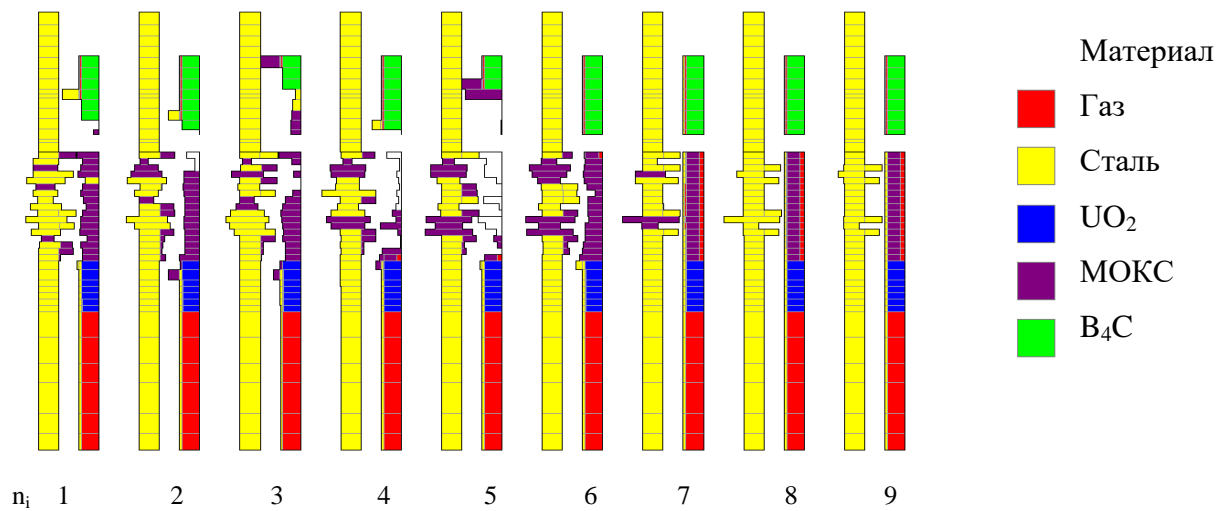


Рисунок 4.35 – Распределение материалов в конструктивных элементах а.з. в 40 с

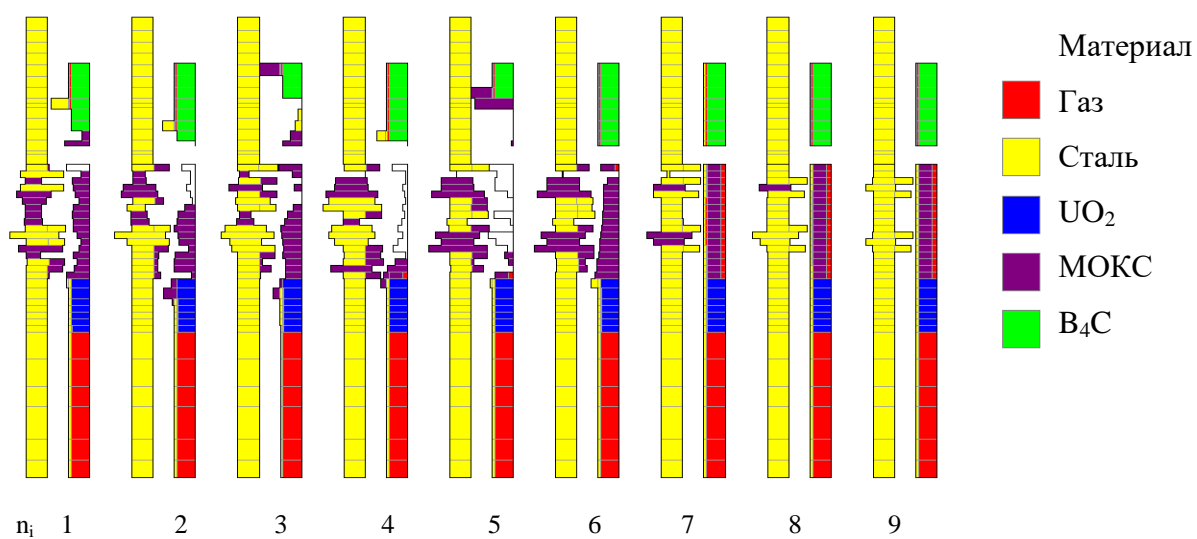


Рисунок 4.36 – Распределение материалов в конструктивных элементах а.з. в 52 с
элементах а.з. в 52 с

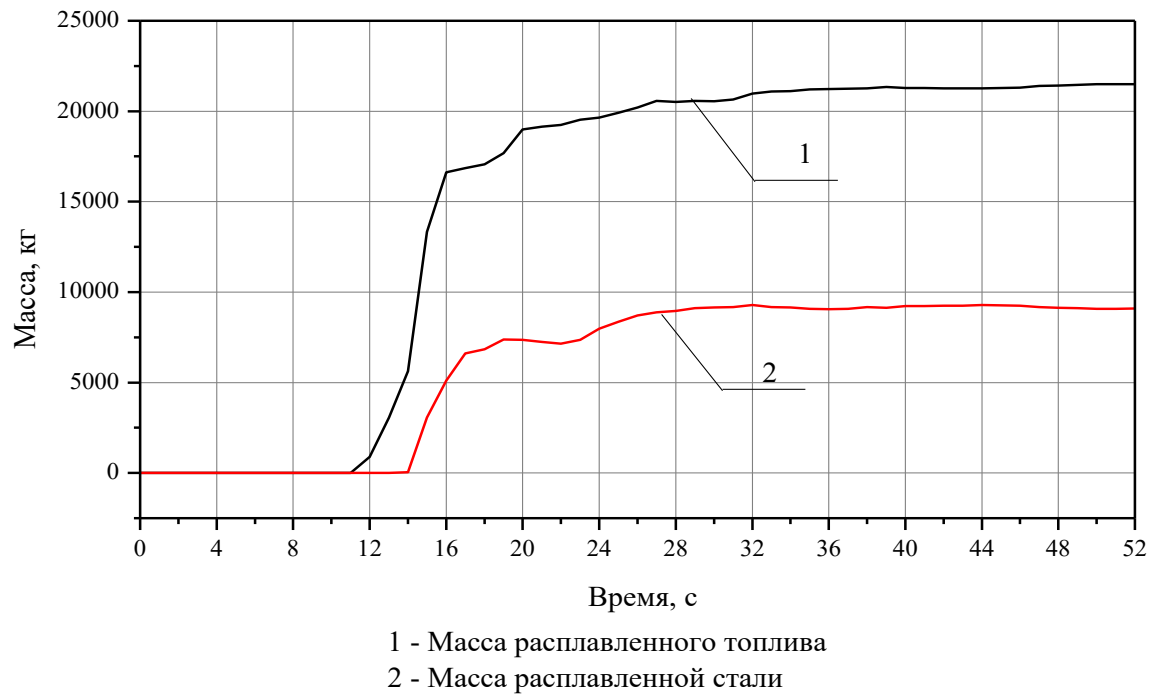


Рисунок 4.37 – Общая масса топлива и стали, подвергшихся плавлению в процессе аварии

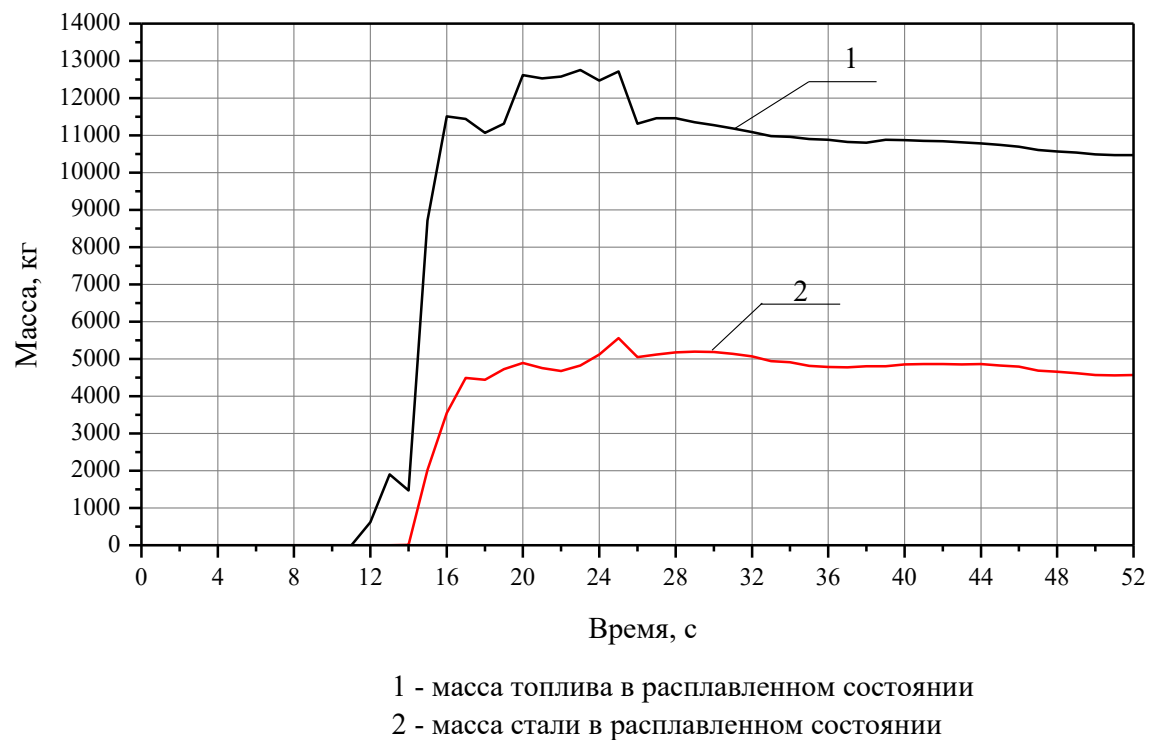


Рисунок 4.38 – Массы топлива и стали, находящихся в расплавленном состоянии на текущий момент аварии

4.8 Анализ выхода ПД в теплоноситель, переноса ПД в реакторе и основных помещения ЭБ, выброса активности в окружающую среду

После разгерметизации оболочек ТВЭЛ, ПД начинают выходить из газового зазора ТВЭЛА в теплоноситель первого контура. При повышении температуры топлива увеличивается выход ПД из топлива в газовый зазор, а при его отсутствии (оболочки расплавились) прямо в первый контур РУ. При плавлении топлива благородные газы и летучие ПД полностью выходят из расплава в первый контур.

Временные зависимости суммарной активности радионуклидов, вышедших в первый контур из разгерметизированных и расплавленных при аварии ТВЭЛОВ, показаны на рисунке 4.39. Временные зависимости суммарной активности в технологических средах РУ основных дозообразующих ПД, вышедших в первый контур, представлены на рисунках 4.40 - 4.42. Суммарная активность ЛПД в теплоносителе первого контура показана на рисунке 4.40. Суммарная активность изотопов ЛПД, осевших на конструктивных элементах первого контура показана на рисунке 4.41. Суммарная активность изотопов газообразных ПД в теплоносителе первого контура показана на рисунке 4.42.

Газообразные продукты деления переходят в ГПР в результате процессов дегазации теплоносителя. На рисунках 4.43 – 4.46 показаны временные зависимости поведения изотопов криптона и ксенона в ГПР и СК. При закрытом гидрозатворе, в связи с отсутствием интенсивных перетечек аргона из ГПР в сосуд-компенсатор вышедшие в газовую систему ПД скапливались преимущественно в ГПР.

Для расчета массопереноса летучих ПД (цезий, йод) из натрия в ГПР используются две модели. Первая модель – это выход ЛПД с парами натрия в пузырях при кипении, вторая модель – испарение ЛПД с зеркала жидкого натрия в ГПР.

Зависимости для летучести, реализованные в модуле TRANS-FP справедливы для температур, изменяющихся в диапазоне от 450 до 850 °С. Заметим, что для температуры, характерной для зеркала расплава на границе ГПР (около 850 К), коэффициент летучести цезия примерно на порядок больше коэффициента летучести йода, а, значит, относительный выход цезия в ГПР в отсутствие кипения натрия будет в 10 раз больше, чем йода. При кипении натрия выход ЛПД значительно увеличится и будет происходить с парами натрия. Временные зависимости активностей изотопов ЛПД в ГПР и СК показаны на рисунках 4.47 – 4.49.

На 13.7 секунде давление в гидрозатворе превышает 0,165 МПа, и клапан гидрозатвора открывается, на 52 секунде давление в гидрозатворе понизилось до 0,148

МПа, и гидрозатвор закрылся. На рисунке 4.50 показана временная зависимость площади открытия гидрозатвора.

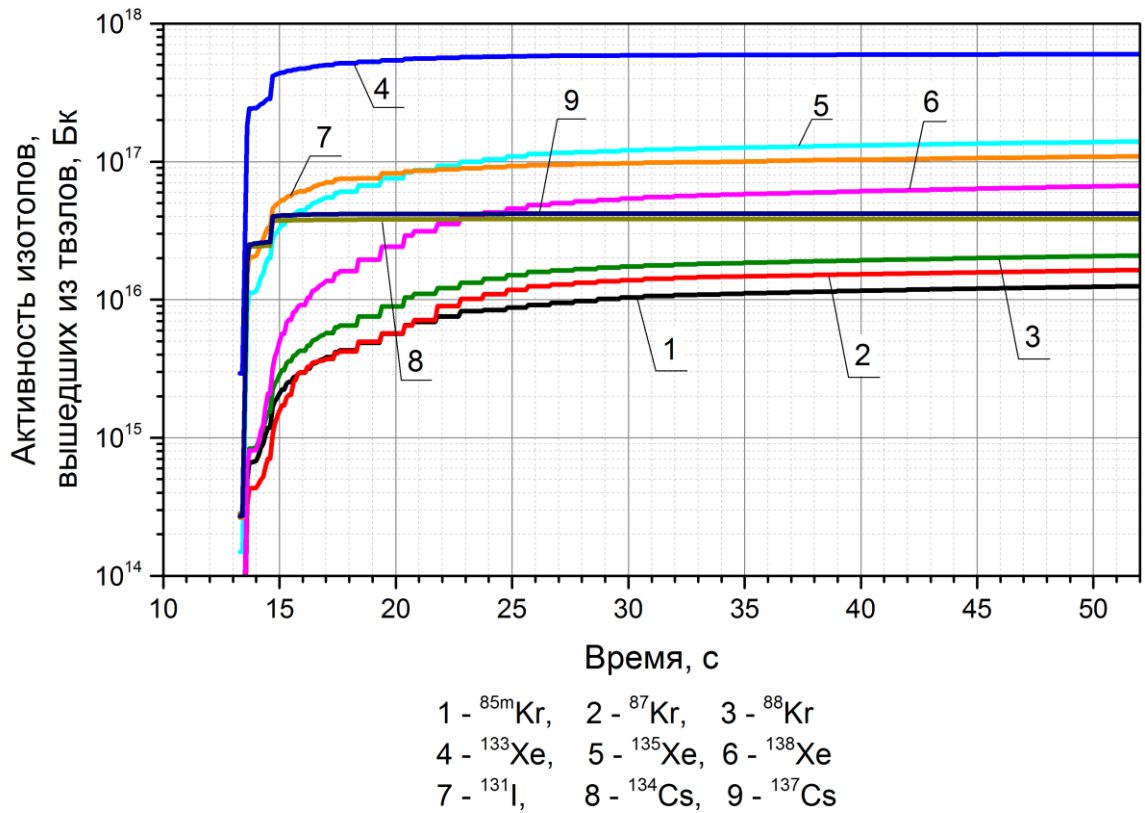


Рисунок 4.39 - Суммарная активность радионуклидов, вышедших в первый контур из топлива во время аварии

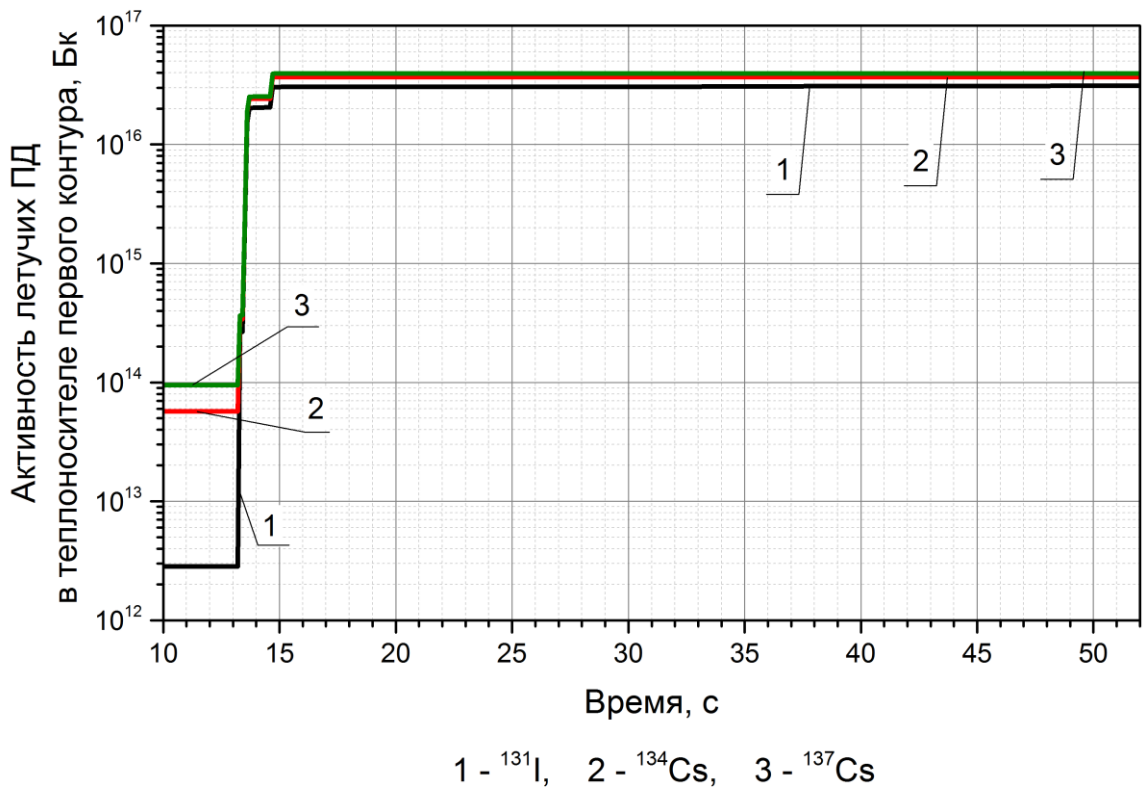


Рисунок 4.40 – Суммарная активность ЛПД в теплоносителе первого контура

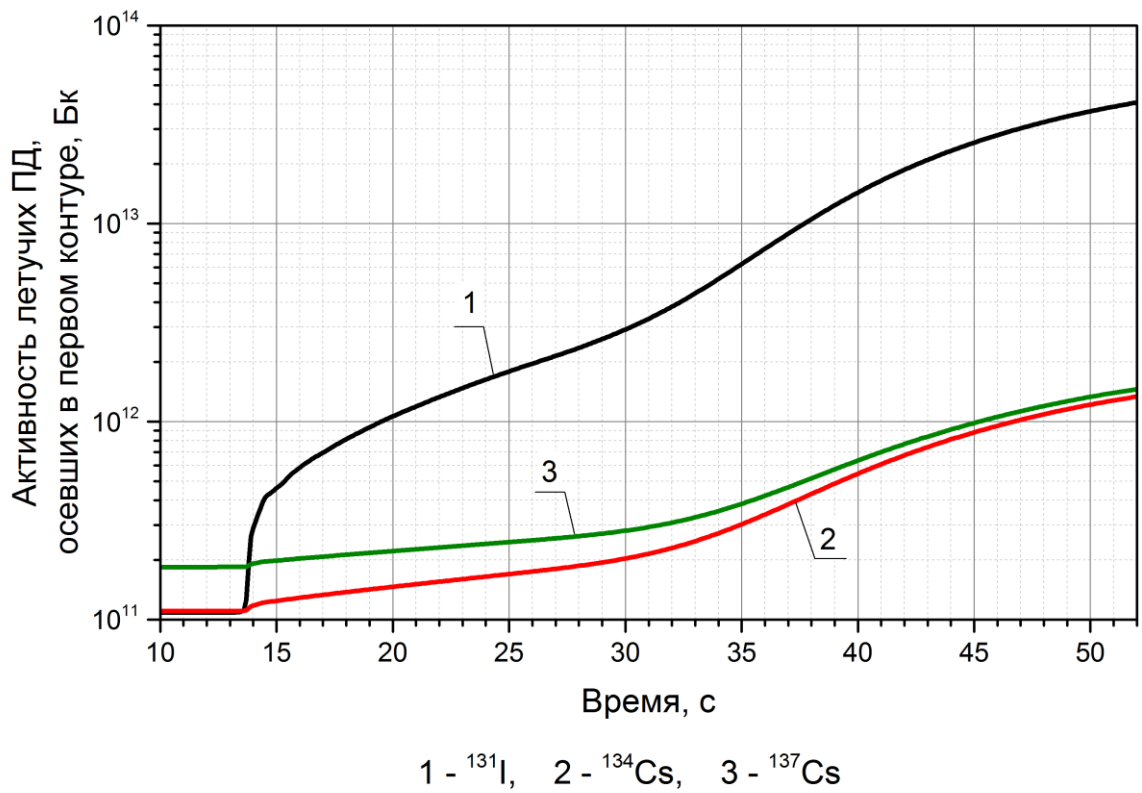


Рисунок 4.41 – Суммарная активность осажденных на конструкционных элементах первого контура ЛПД

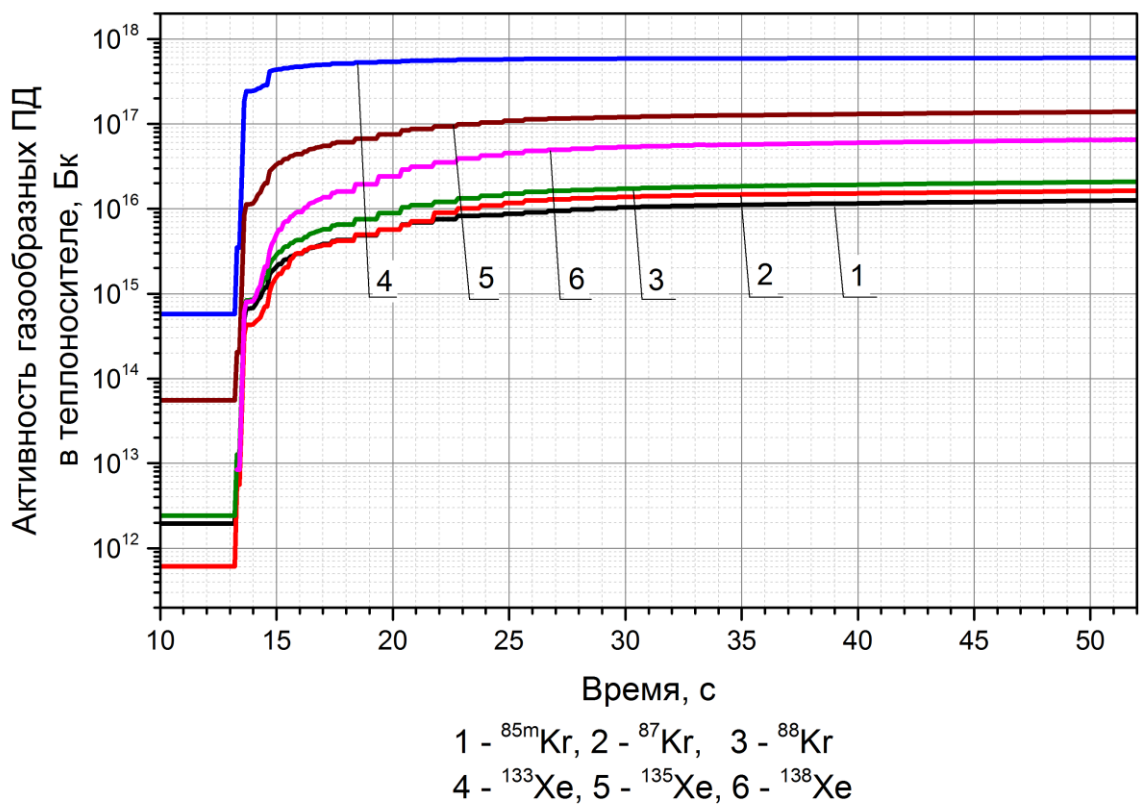
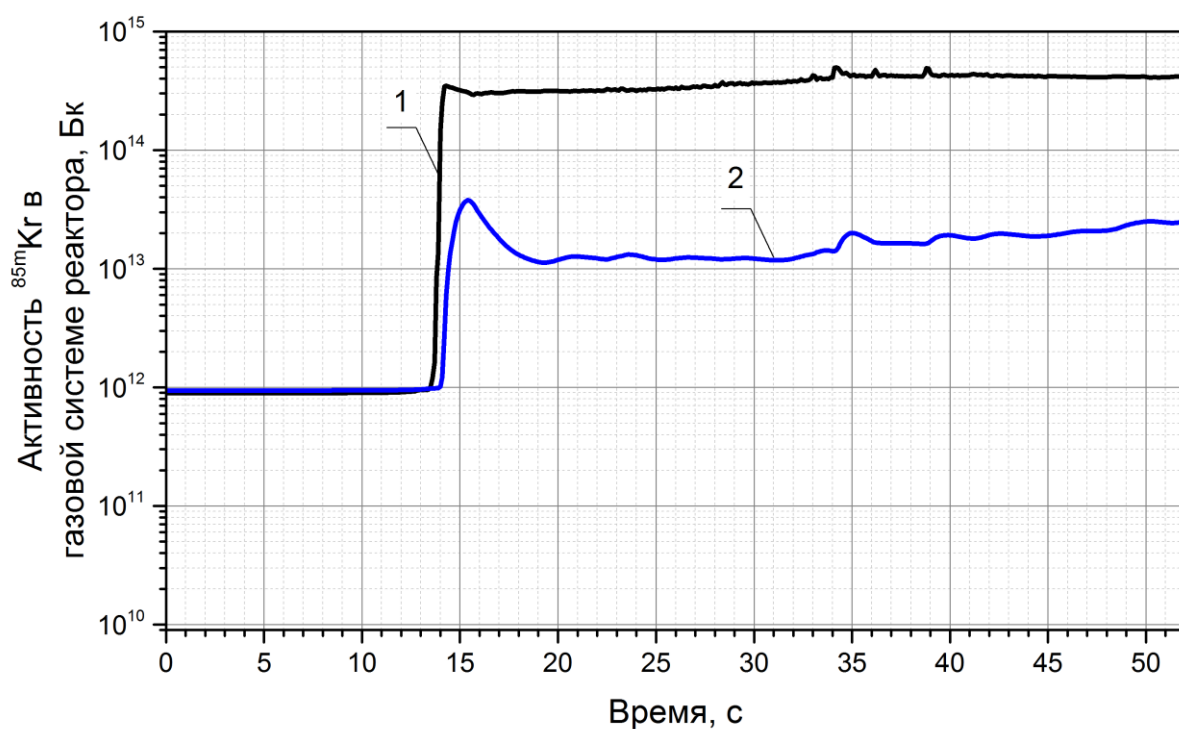


Рисунок 4.42 – Суммарная активность изотопов газообразных ПД в теплоносителе первого контура

После срабатывания гидрозатвора ПД в виде пара и аэрозолей выходят в воздуховод (Ду80) системы спецвентиляции (ССВ), далее в вентиляционную трубу (Ду600) и через нее в окружающую среду. В относительно холодных трубопроводах горячие пары ПД могут конденсироваться и переходить в аэрозоли. Тем самым в трубопроводах ССВ ПД могут находиться в состояниях: взвешенные пары, сконденсированные пары, взвешенные аэрозоли, осажденные пары. Предполагается, что 100% паров натрия переходят в аэрозоли, при этом концентрация изотопа ^{24}Na в теплоносителе равна $4.9 \cdot 10^{11}$ Бк/кг Na, изотопа ^{22}Na – $56.2 \cdot 10^6$ Бк/кг Na. На рисунках 4.51 – 4.61 показаны временные зависимости активности изотопов в трубах ССВ. На рисунке 4.62 показана временная зависимость суммарной активности (взвешенные пары и аэрозоли) изотопов, вышедших в окружающую среду в результате срабатывания гидрозатвора.



1 - ГПР, 2 - Сосуд-компенсатор

Рисунок 4.43 – Суммарная активность изотопа $^{85m}\text{Kг}$ в элементах газовой системы

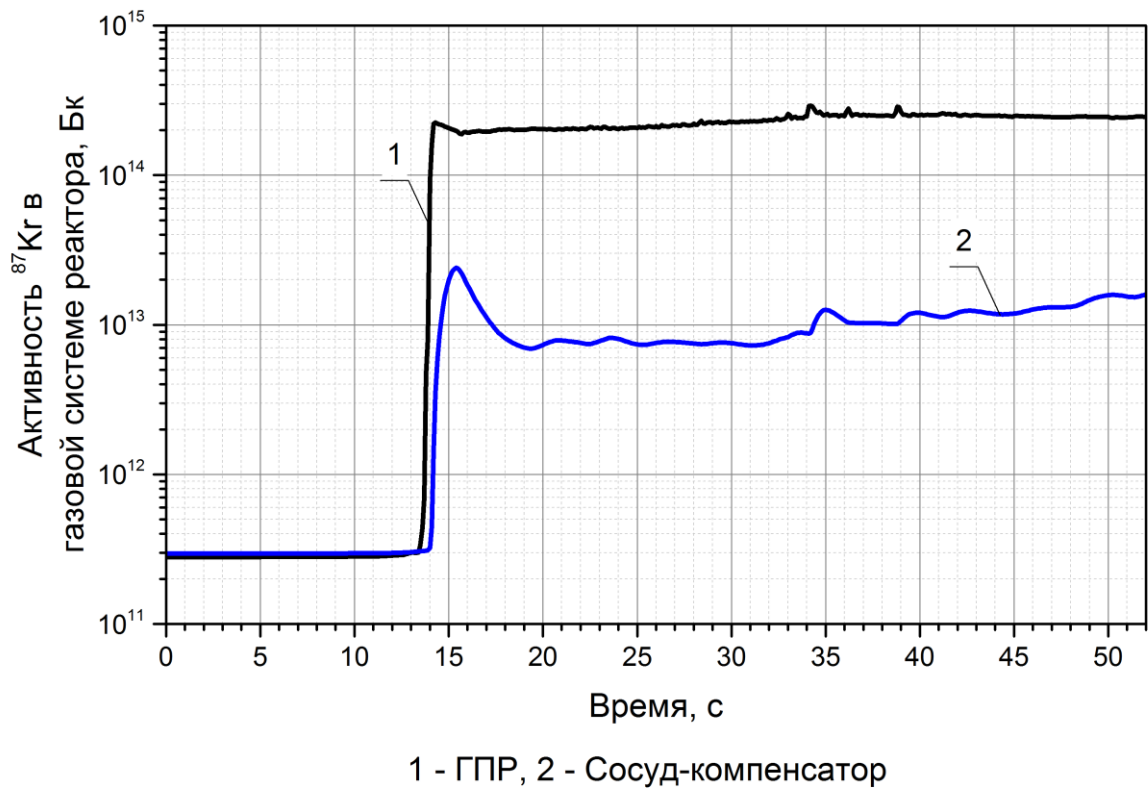


Рисунок 4.44 – Суммарная активность изотопа ^{87}Kr в элементах газовой системы

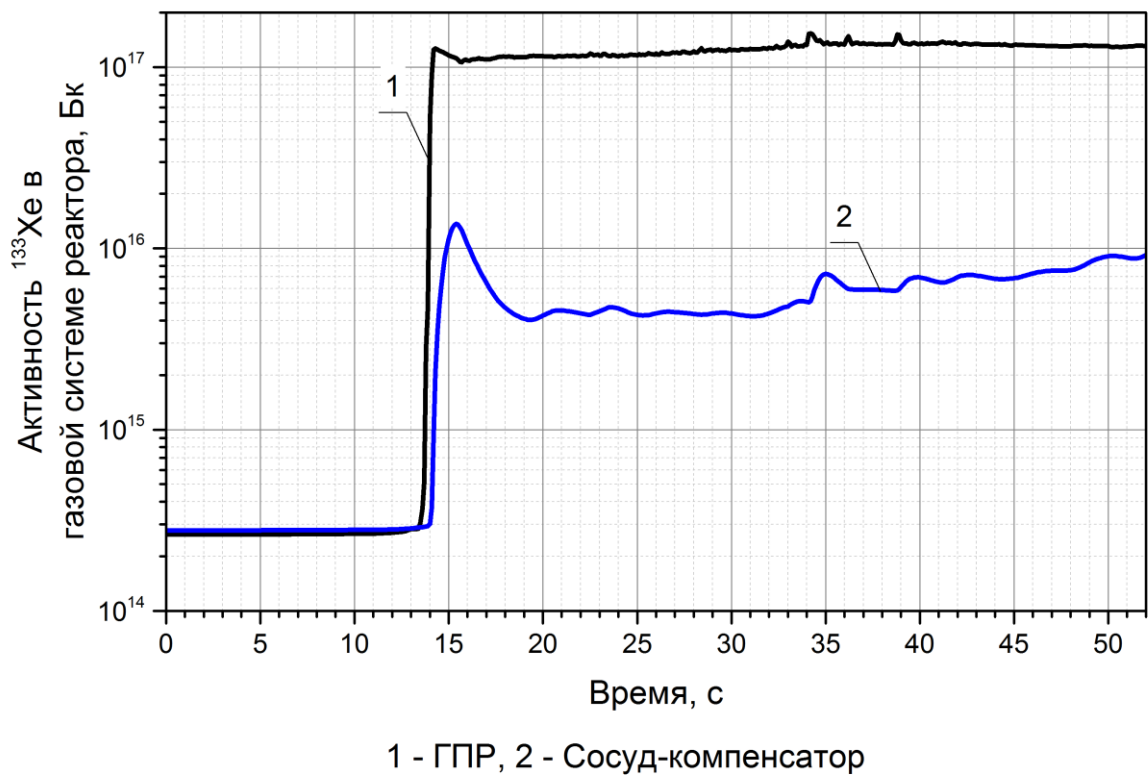


Рисунок 4.45 – Суммарная активность изотопа ^{133}Xe в элементах газовой системы

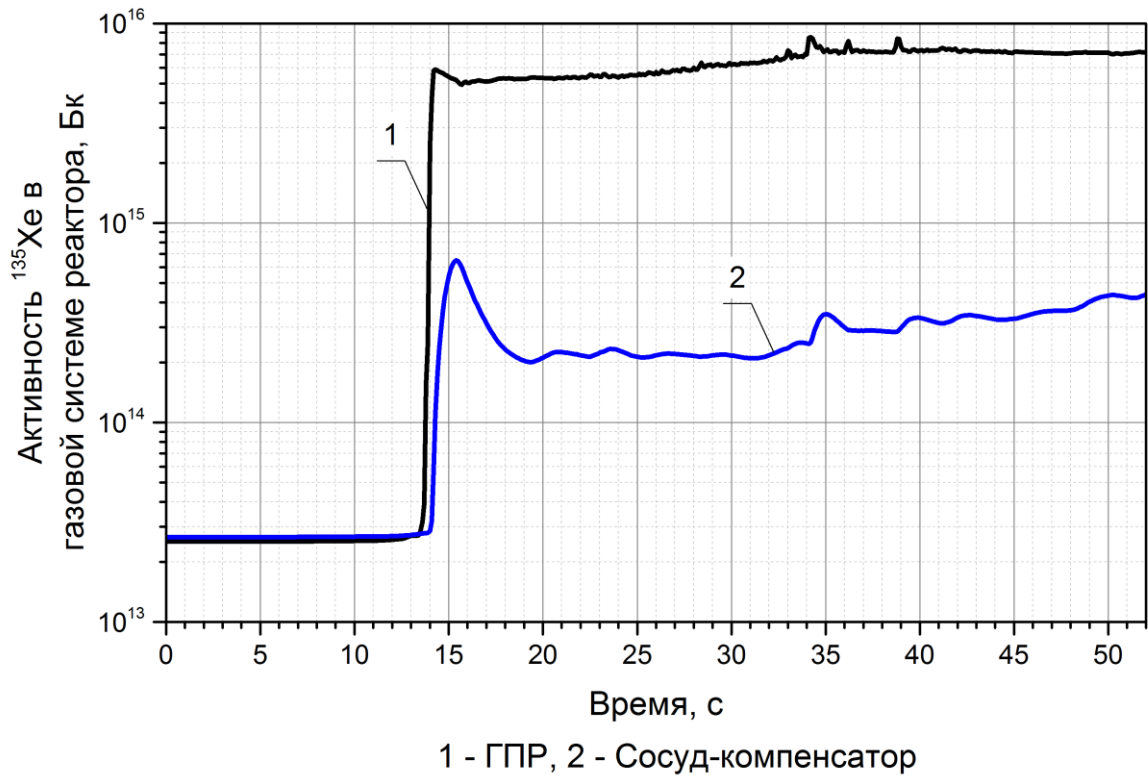


Рисунок 4.46 – Суммарная активность изотопа ^{135}Xe в элементах газовой системы

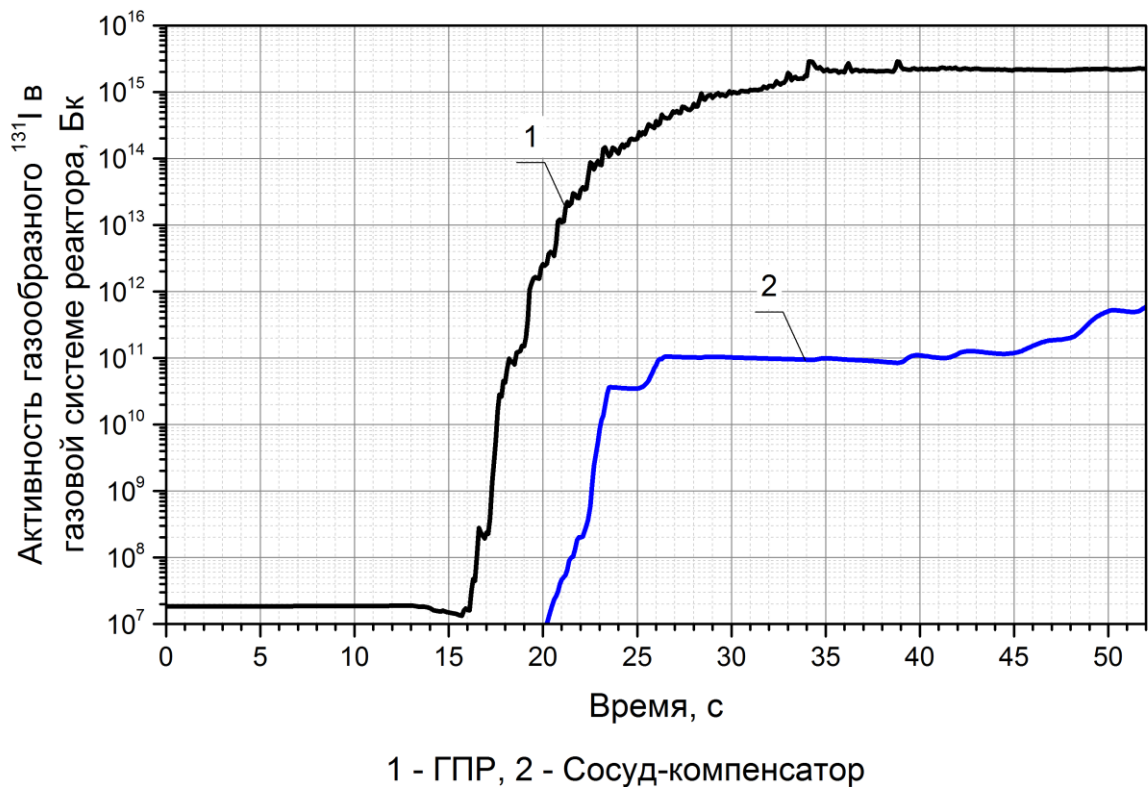


Рисунок 4.47 – Суммарная активность изотопа ^{131}I в элементах газовой системы

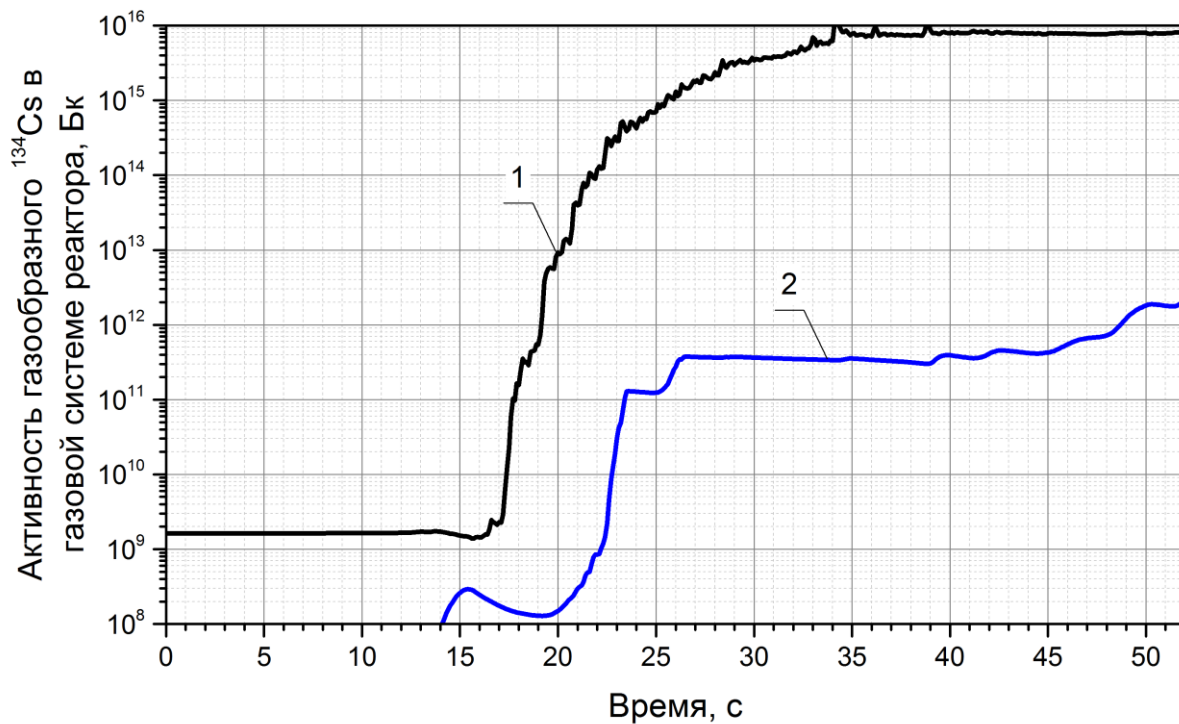


Рисунок 4.48 – Суммарная активность изотопа ^{134}Cs в элементах газовой системы

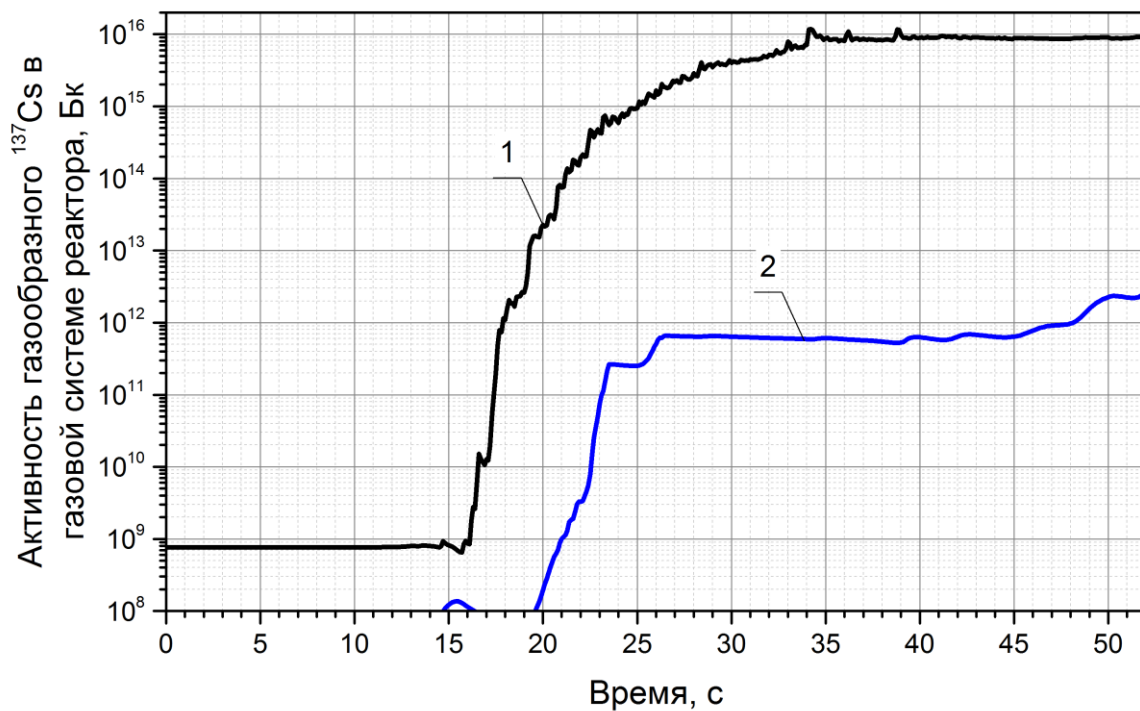


Рисунок 4.49 – Суммарная активность изотопа ^{137}Cs в элементах газовой системы

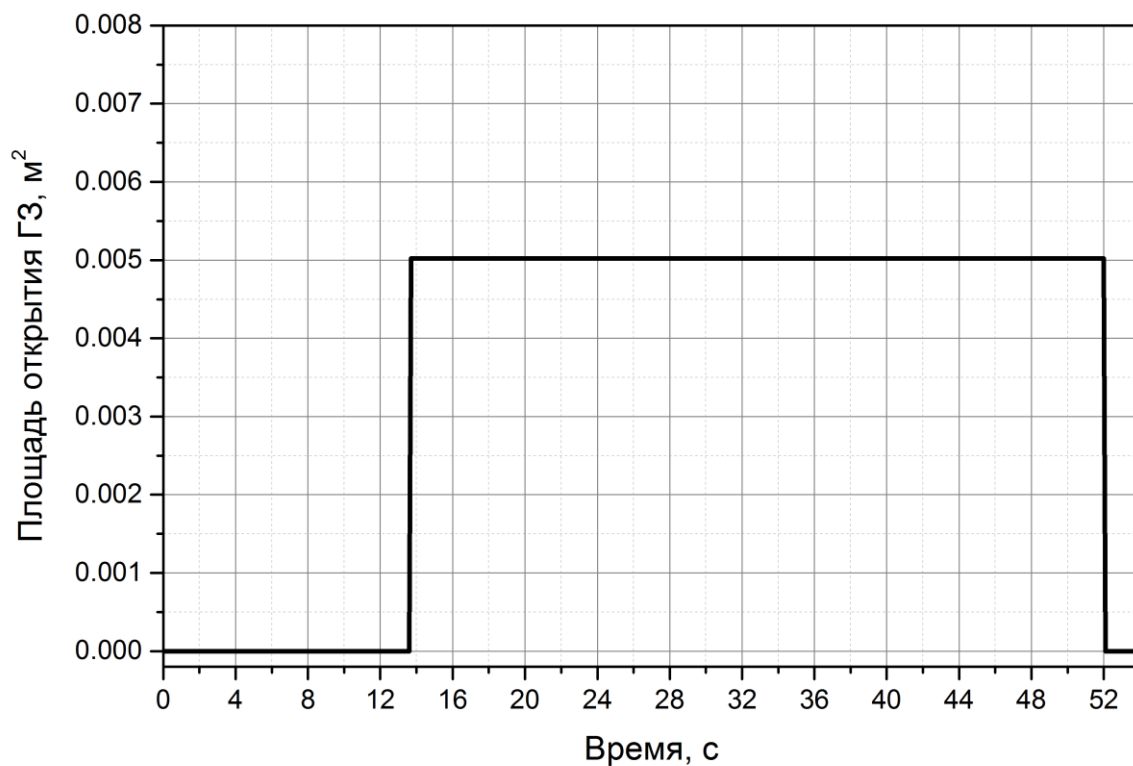


Рисунок 4.50 – Зависимость площади открытия гидрозатвора от времени

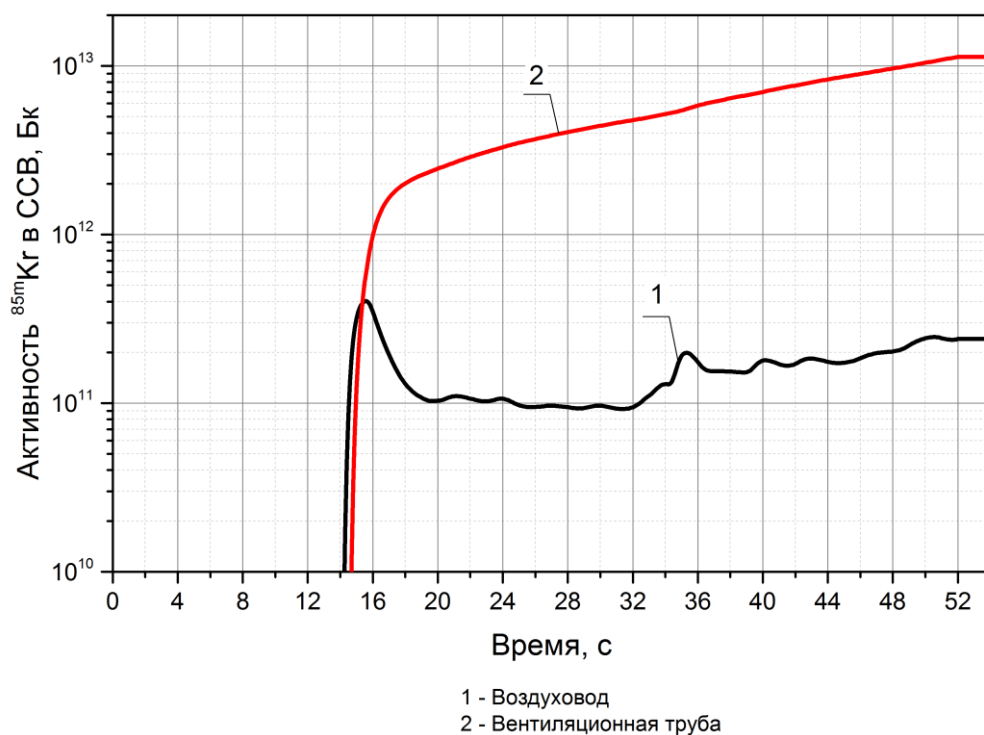


Рисунок 4.51 – Временная зависимость активности изотопа ^{85m}Kr в трубах системы спецвентиляции

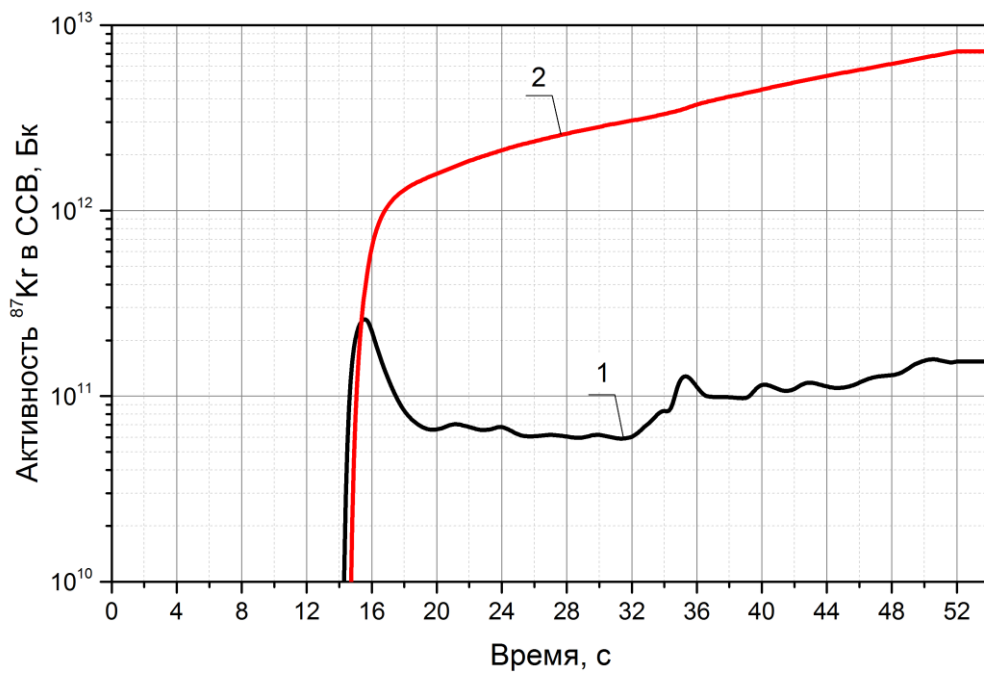


Рисунок 4.52 – Временная зависимость активности изотопа ^{87}Kr в трубах системы спецвентиляции

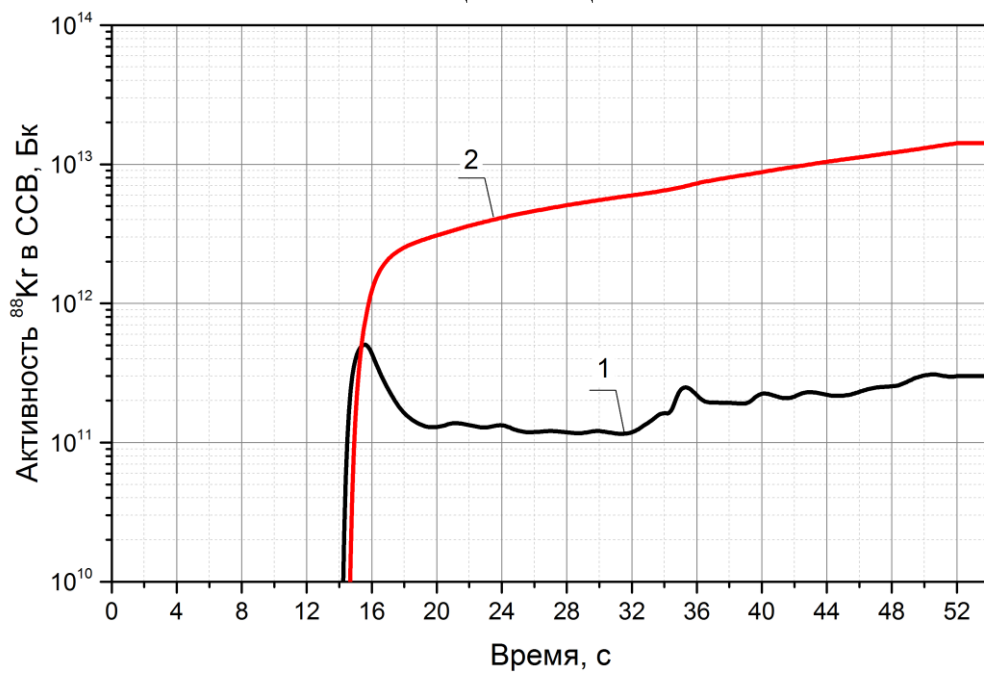


Рисунок 4.53 – Временная зависимость активности изотопа ^{88}Kr в трубах системы спецвентиляции

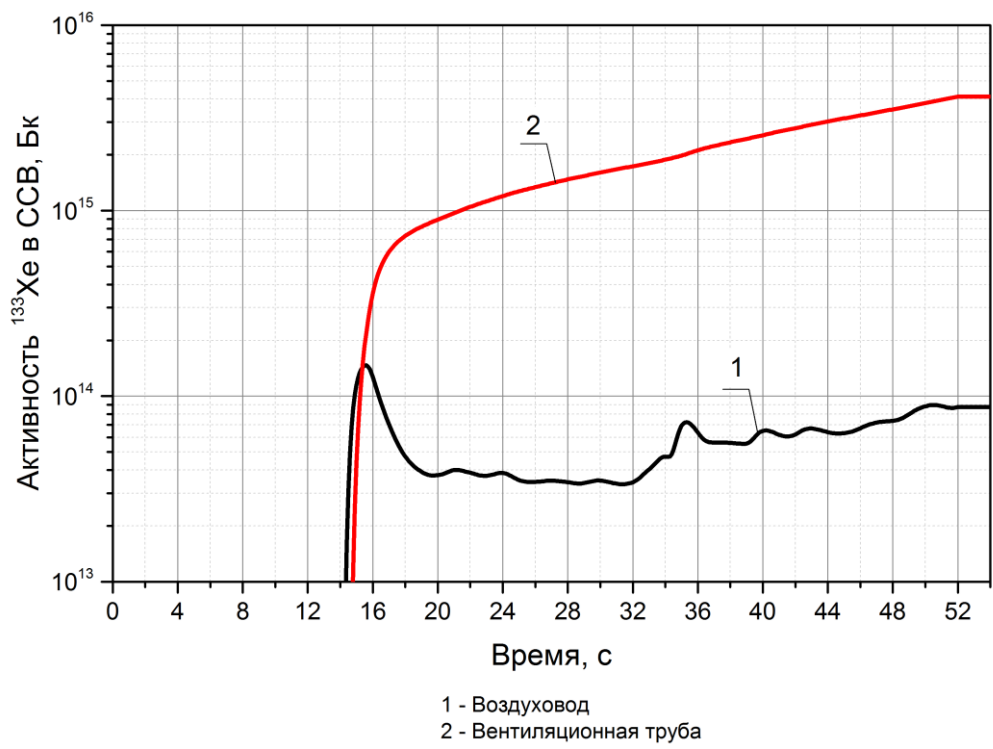


Рисунок 4.54 – Временная зависимость активности изотопа ^{133}Xe в трубах системы спецвентиляции

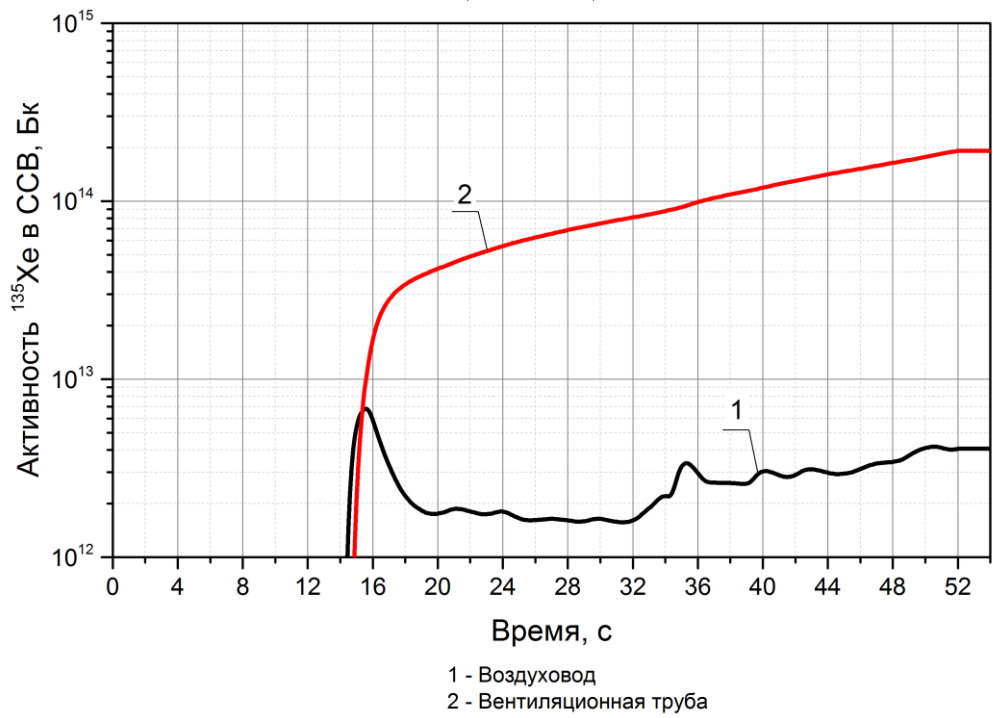


Рисунок 4.55 – Временная зависимость активности изотопа ^{135}Xe в трубах системы спецвентиляции

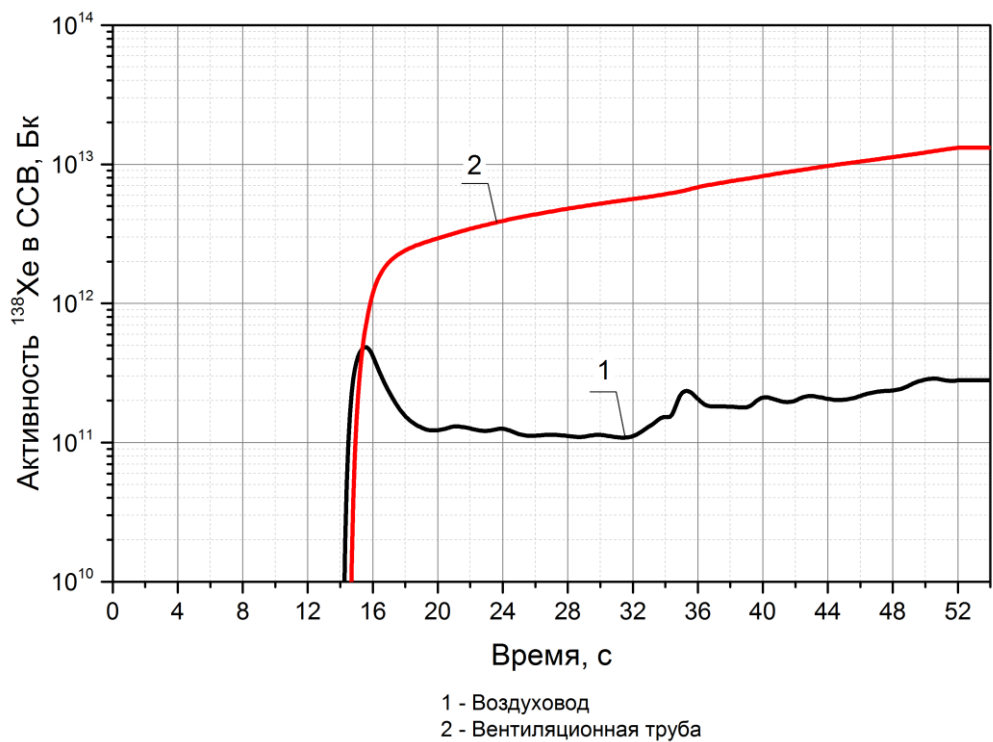


Рисунок 4.56 – Временная зависимость активности изотопа ^{138}Xe в трубах системы спецвентиляции

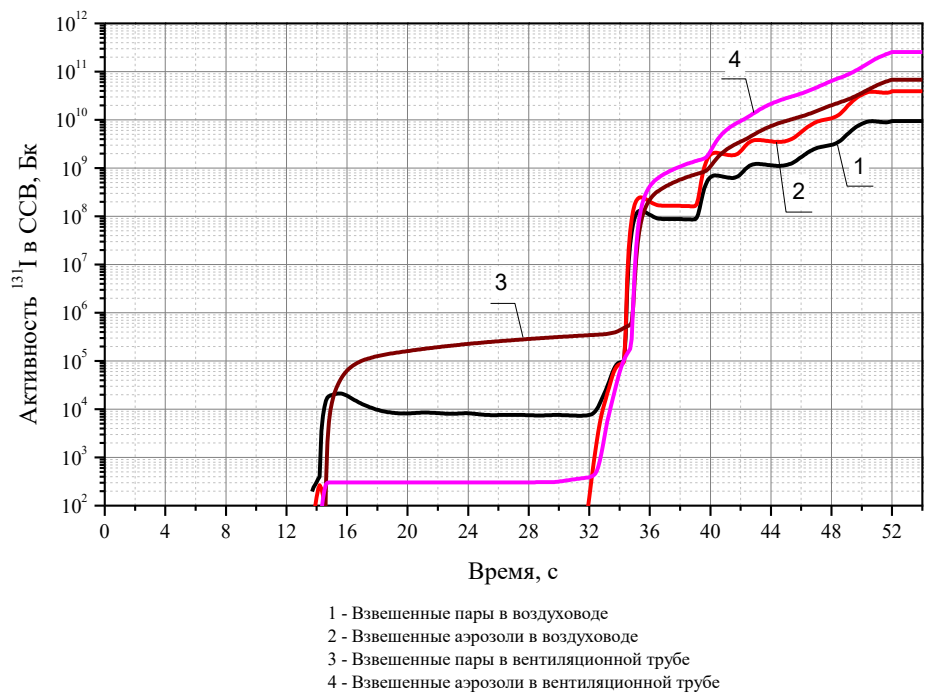
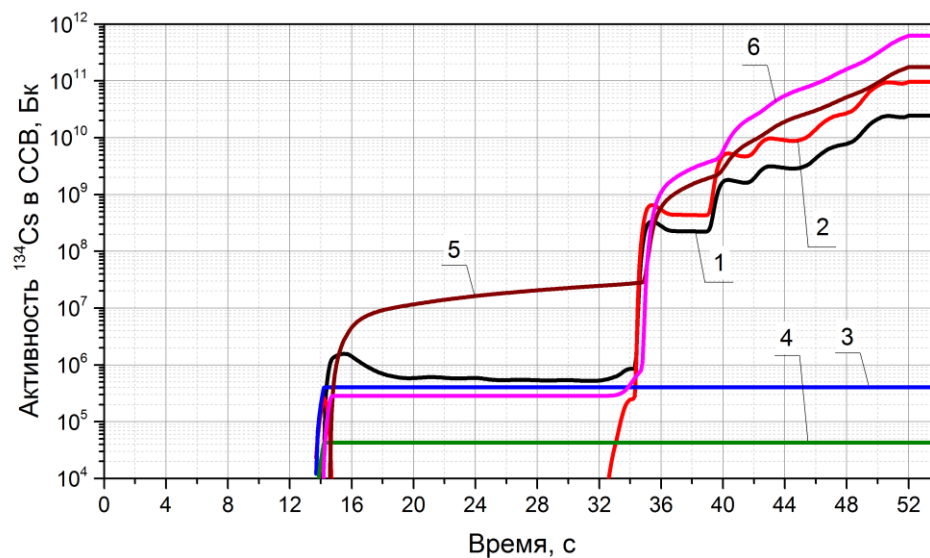
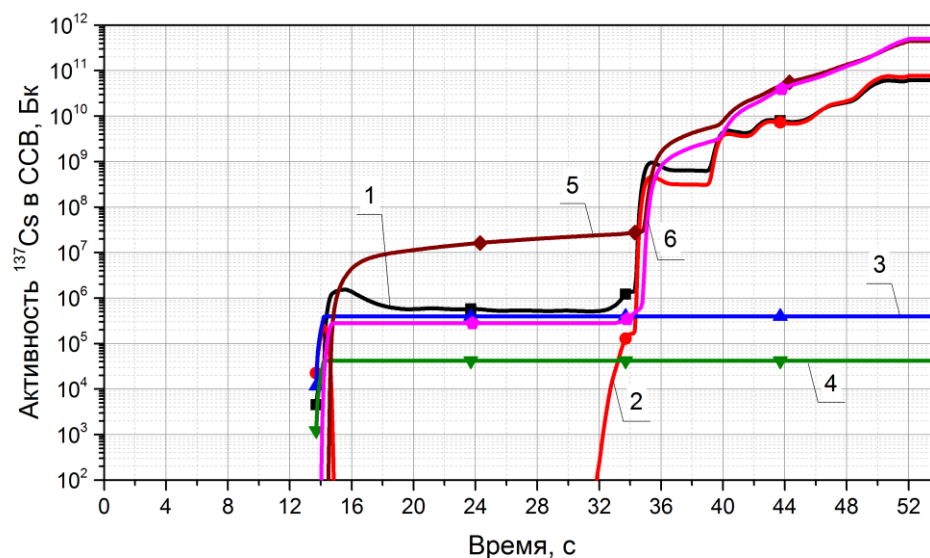


Рисунок 4.57 – Временная зависимость активности изотопа ^{131}I в трубах системы спецвентиляции



- 1 - Взвешенные пары в воздуховоде
- 2 - Взвешенные аэрозоли в воздуховоде
- 3 - Сконденсированные пары в воздуховоде
- 4 - Осевшие аэрозоли в воздуховоде
- 5 - Взвешенные пары в вентиляционной трубе
- 6 - Взвешенные аэрозоли в вентиляционной трубе

Рисунок 4.58 – Временная зависимость активности изотопа ^{134}Cs в трубах системы спецвентиляции



- 1 - Взвешенные пары в воздуховоде
- 2 - Взвешенные аэрозоли в воздуховоде
- 3 - Сконденсированные пары в воздуховоде
- 4 - Осевшие аэрозоли в воздуховоде
- 5 - Взвешенные пары в вентиляционной трубе
- 6 - Взвешенные аэрозоли в вентиляционной трубе

Рисунок 4.59 – Временная зависимость активности изотопа ^{137}Cs в трубах системы спецвентиляции

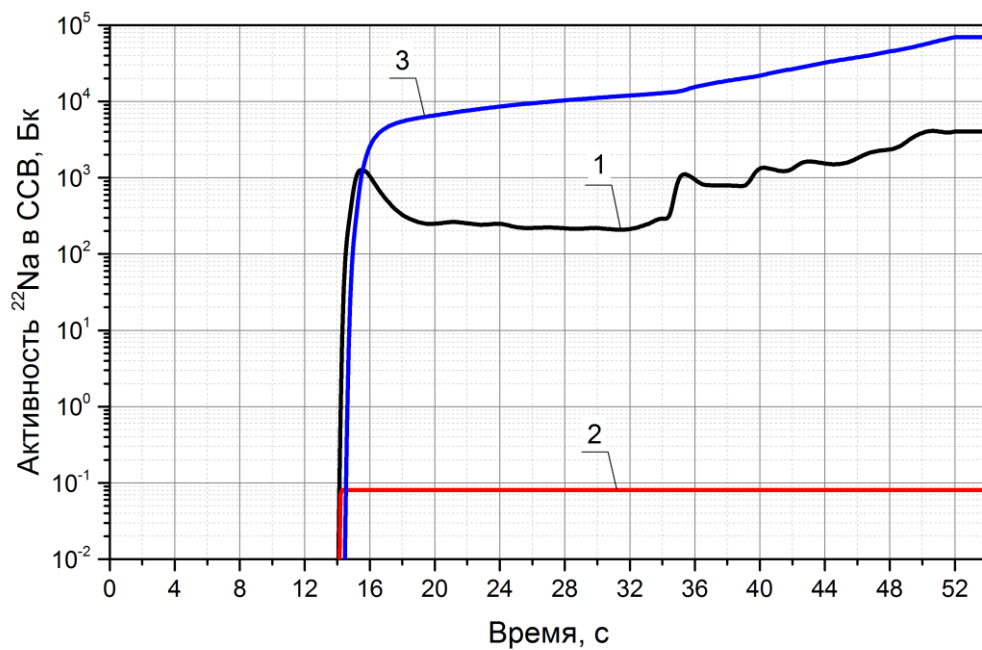


Рисунок 4.60 – Временная зависимость активности изотопа ^{22}Na в трубах системы спецвентиляции

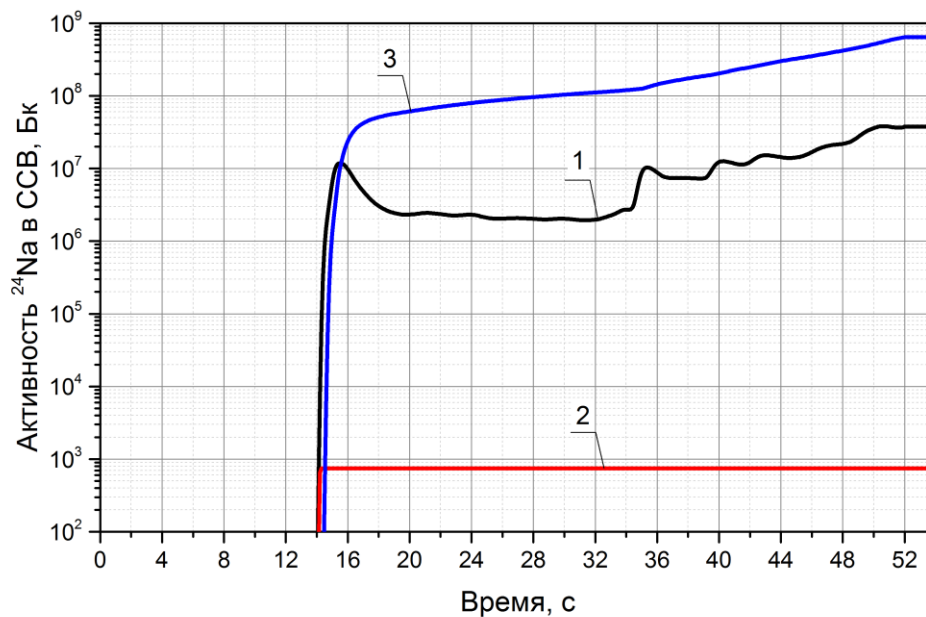


Рисунок 4.61 – Временная зависимость активности изотопа ^{24}Na в трубах системы спецвентиляции

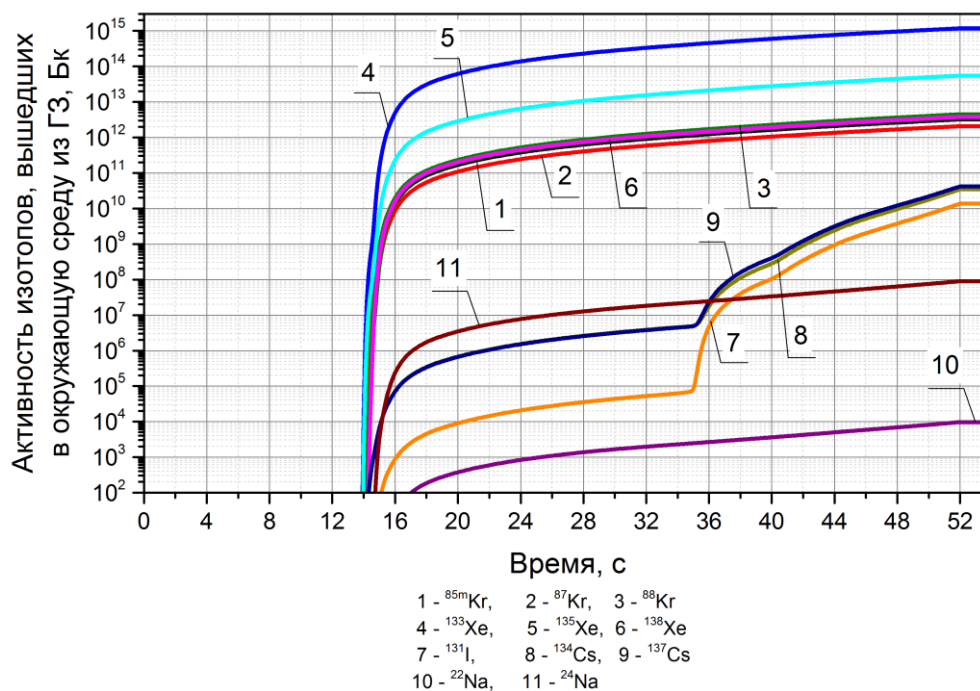


Рисунок 4.62 – Временная зависимость суммарной активности (взвешенные пары и аэрозоли) изотопов, вышедших в окружающую среду в результате срабатывания гидрозатвора

В таблице 4.6 приведены данные по активностям изотопов ПД (Бк), находящихся в различных областях первого контура РУ.

Таблица 4.6 – Активности изотопов, находящихся в различных областях первого контура

Нуклид	Накоплено в топливе	Вышло под оболочку твэл	Активность первый контур	Активность в ГПР	Вышло в окружающую среду
^{85m}Kr	$6.16 \cdot 10^{17}$	$1.38 \cdot 10^{15}$	$2.98 \cdot 10^{17}$	$2.98 \cdot 10^{17}$	$4.17 \cdot 10^{15}$
^{87}Kr	$8.39 \cdot 10^{17}$	$1.17 \cdot 10^{15}$	$3.63 \cdot 10^{17}$	$3.63 \cdot 10^{17}$	$5.08 \cdot 10^{15}$
^{88}Kr	$1.08 \cdot 10^{18}$	$1.92 \cdot 10^{15}$	$4.81 \cdot 10^{17}$	$4.81 \cdot 10^{17}$	$6.74 \cdot 10^{15}$
^{133}Xe	$5.37 \cdot 10^{18}$	$5.66 \cdot 10^{17}$	$4.26 \cdot 10^{18}$	$4.26 \cdot 10^{18}$	$5.96 \cdot 10^{16}$
^{135}Xe	$5.94 \cdot 10^{18}$	$2.00 \cdot 10^{16}$	$3.00 \cdot 10^{18}$	$3.00 \cdot 10^{18}$	$4.21 \cdot 10^{16}$
^{138}Xe	$4.00 \cdot 10^{18}$	$2.52 \cdot 10^{15}$	$1.58 \cdot 10^{18}$	$1.58 \cdot 10^{18}$	$2.21 \cdot 10^{16}$
^{131}I	$2.50 \cdot 10^{18}$	$4.18 \cdot 10^{16}$	$8.57 \cdot 10^{17}$	$4.29 \cdot 10^{12}$	$1.20 \cdot 10^9$
^{134}Cs	$2.29 \cdot 10^{17}$	$6.40 \cdot 10^{16}$	$8.99 \cdot 10^{16}$	$4.50 \cdot 10^{13}$	$1.26 \cdot 10^{11}$
^{137}Cs	$3.45 \cdot 10^{17}$	$7.50 \cdot 10^{16}$	$1.08 \cdot 10^{17}$	$5.41 \cdot 10^{13}$	$1.52 \cdot 10^{11}$
^{22}Na	-	-	-	-	$1.65 \cdot 10^5$
^{24}Na	-	-	-	-	$1.48 \cdot 10^9$

4.9 Результаты расчета радиационных последствий аварии типа УТОР с использованием интерфейса СОКРАТ-БН – НОСТРАДАМУС

Для демонстрации ключевой стадии расчетного анализа – оценки радиационной обстановки на местности и демонстрации работы интерфейсной связки между кодами СОКРАТ-БН – НОСТРАДАМУС был проведен тестовый расчет с последовательной передачей данных. Данные о выходе радионуклидов из гидрозатвора системы компенсации давления в атмосферу, подготовленные СОКРАТ-БН, используются кодом НОСТРАДАМУС для последующей оценки радиационной обстановки. Расчет проведен для представленного выше сценария аварии УТОР, при которой происходит открытие гидрозатвора в течение 40 секунд. В расчете принято допущение, что выход радионуклидов в аэрозольной форме в атмосферу происходит через вентиляционную трубу и составляет 100% от количества активности, поступившей во время открытия гидрозатвора в помещения сосуда компенсатора.

Источник радиоактивности в окружающую среду представлен в таблице 4.6.

При расчете распространения активности в атмосфере принято, что используются характеристики территории района размещения Белоярской АЭС.

4.9.1 Метеорологические условия

Для оценки эффективных доз облучения консервативно принимаются метеорологические условия наиболее неблагоприятные для областей, удаленных от источника на несколько километров, т. е., для населения, проживающего в районе размещения станции. К таким условиям относятся устойчивая стратификация атмосферы и невысокая скорость ветра. Первый фактор способствует достижению максимума концентрации радионуклидов в нескольких километрах от трубы из-за слабого вертикального перемешивания. Второй фактор (слабый ветер) приводит возникновению больших концентраций на всех расстояниях. Начальные данные для расчета приведены в таблице 4.7.

Таблица 4.7 – Условия расчета радиационной обстановки

Параметр	Значение	Комментарий
Скорость ветра	2 м/с	такая скорость ветра типична для устойчивой стратификации
Категория устойчивости атмосферы	F	-
Осадки	нет	

Параметр	Значение	Комментарий
Направление ветра	350 ⁰	направление ветра соответствует переносу выброшенной активности в сторону города Заречный, расположенного на расстоянии приблизительно 4 км от станции
Средняя шероховатость подстилающей поверхности	0,4 м	-
Продолжительность выброса	0,01 часа	-

4.9.2 Оценка доз облучения населения в окрестности АЭС

Результат расчета выброса для демонстрационного сценария УТОР показан на рисунках 4.63, 4.64. По результатам анализа радиационной обстановки получено, что:

- полная эффективная доза внешнего облучения на все тело от радиоактивного облака на расстоянии 4 км (на территории города Заречный) не превысила 4 мкЗв;
- доза ингаляционного облучения не превысила $9 \cdot 10^{-6}$ мЗв.

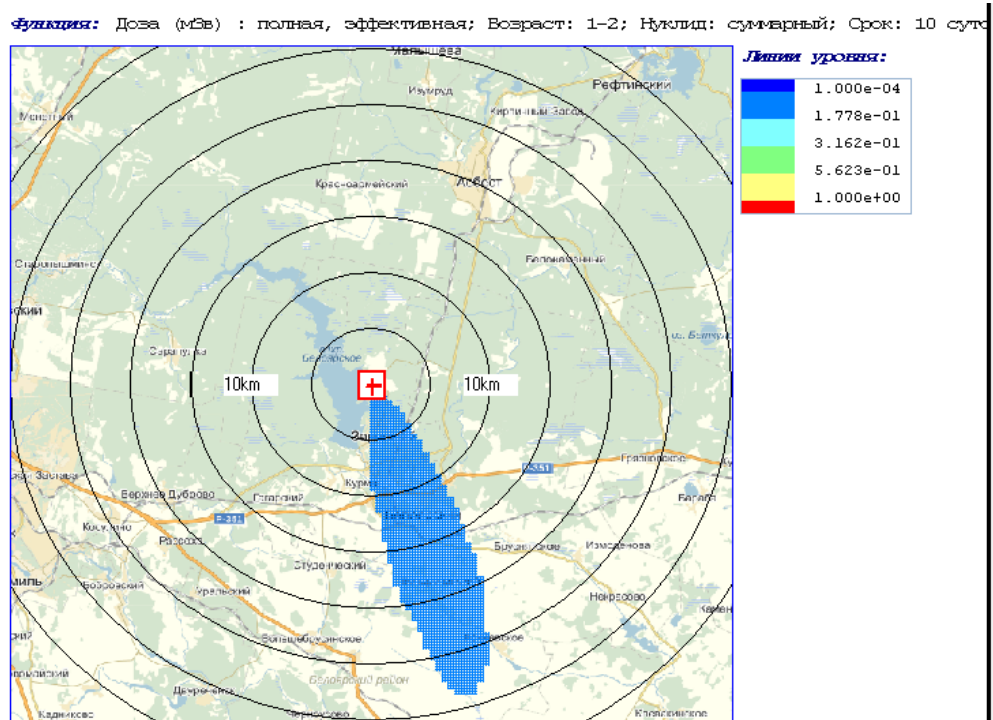


Рисунок 4.63– Расчетные линии уровня полной эффективной дозы через 10 суток

Функция: Доза (мЗв) : ингаляционная, эффективная; Возраст: 12-17; Нуклид: суммарный;

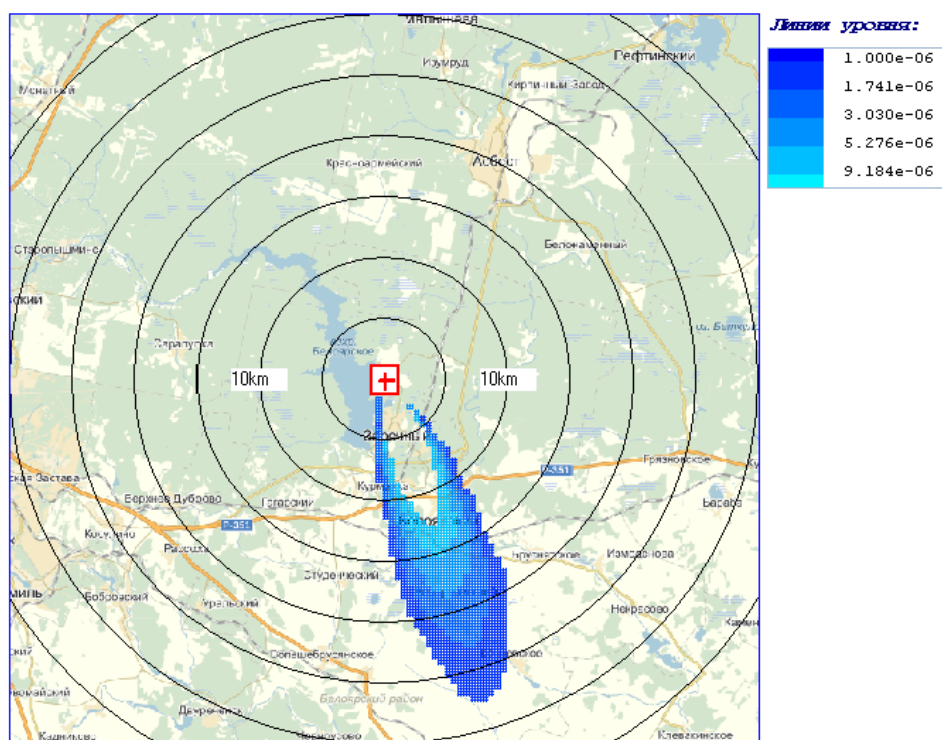


Рисунок 4.64– Расчетные линии уровня ингаляционной дозы от всех вышедших нуклидов за 10 суток

Согласно «Критериям для принятия решений о мерах защиты населения в случае аварии ядерного реактора» эвакуация города Заречный не требуется

4.10 Выводы к главе 4

Для демонстрации связанной работы программных модулей в составе единого программного комплекса СОКРАТ-БН выполнен демонстрационный расчет представительного сценария тяжелой аварии с несанкционированным вводом положительной реактивности и отказом всех средств воздействия на реактивность (авария типа УТОР).

Для проведения расчета разработана полномасштабная расчетная схема РУ БН, учитывающая особенности проекта с интегральной компоновкой первого контура и работу оборудования 2го, 3го и контура аварийного расхолаживания.

В рамках демонстрационного расчета выполнена оценка:

- изменения нейтронно-физических параметров а.з. реактора;
- изменения теплогидравлических параметров реактора;
- характера и масштаба повреждения активной зоны;
- взаимодействия топлива и теплоносителя;

- перемещения расплава в объеме активной зоны;
- выхода продуктов деления в контур реактора и их выброс в окружающую среду.

Продемонстрировано, что, несмотря на серьёзный масштаб повреждения активной зоны, характерного для рассмотренного типа аварийного сценария, большая инерционность первого контура позволяет локализовать последствия аварии в пределах корпуса реактора и обеспечить минимальный выброс продуктов деления в окружающую среду, не приводящий к принятию мер по эвакуации населения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате выполнения работ, представленных в диссертации, разработан программный комплекс СОКРАТ-БН, предназначенный для анализа и обоснования безопасности АЭС с реакторами нового поколения на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

В диссертации выполнен подробный анализ проблемы моделирования переходных и аварийных режимов на АЭС с РУ БН, включающий:

- анализ явлений важных для безопасности;
- характерные аварии и исходные события, рассматриваемые для РУ БН;
- современные подходы к полномасштабному моделированию РУ БН;
- анализ существующей экспериментальной базы, для валидации программ для РУ БН.

На основании проведенного анализа выбраны модели и приближений для адекватного модельного представления РУ БН. На основе выбранных моделей разработан новый программный комплекс – интегральный код СОКРАТ-БН.

Выполнена полноценная валидация и верификация программы СОКРАТ-БН с использованием современных подходов к анализу погрешностей и неопределенностей на локальных и интегральных экспериментах и аналитических тестах, выполнена кросс-верификация с аттестованными кодами. По результатам выполненной валидации программный комплекс был аттестован ФБУ «НТЦ ЯРБ».

В рамках подготовки программы для передачи в промышленную эксплуатацию выполнен расчетный анализ представительного сценария тяжелой аварии с несанкционированным вводом реактивности и отказом всех средств СУЗ. В расчетах аварийного сценария была продемонстрирована связанная работа всех модулей интегрального кода от исходного события до оценки последствий аварии для населения. По результатам расчетной оценки продемонстрировано, что уровень радиационного выброса в результате тяжелой аварии типа УТОР не приводит к принятию мер по эвакуации и отселению на прилегающих к АЭС территориям.

В настоящее время программный комплекс СОКРАТ-БН активно используется главным конструктором РУ БН при выполнении расчетных анализов по обоснованию безопасности действующих реакторов (РУ БН-600, БН-800) и разрабатываемых перспективных реакторов (РУ БН-1200).

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

а.з.	–	активная зона.
АЗ	–	аварийная защита.
АЗ-П	–	аварийная защита петлевая.
АРМ	–	автоматическое регулирование мощности.
АТО	–	аварийный теплообменник.
АЭС	–	атомная электрическая станция.
БАЗ	–	блочная аварийная защита
БЗВ	–	боковая зона воспроизводства.
БН	–	реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
ВАБ	–	вероятностный анализ безопасности.
ВКС	–	верхняя камера смешения.
ВКУ	–	внутрикорпусные устройства.
ВРХ	–	внутриреакторное хранилище.
ВТЗВ	–	верхняя торцевая зона воспроизводства.
ВТО	–	воздушный теплообменник.
ГПД	–	газообразный продукт деления.
ГПР	–	газовая полость реактора.
ГУ	–	граничное условие.
ГЦН	–	главный циркуляционный.
ЕЦ	–	естественная циркуляция.
ЗПА	–	запроектная авария.
КС	–	компенсирующие стержни.
ИС	–	исходное событие.
НТЗВ	–	нижняя торцевая зона воспроизводства.
ПАЗ-Г	–	пассивная защита гидравлическая.
ПАЗ-Т	–	пассивная защита температурная.
ПГ	–	парогенератор.
ПД	–	продукты деления.
ППР	–	планово-предупредительный ремонт
ПТО	–	промежуточный теплообменник.
ПЭЛ	–	поглощающий элемент.
РУ	–	реакторная установка.
РС	–	регулирующий стержень

САОТ	–	система аварийного отвода тепла.
САС	–	сосуд аварийного сброса.
ССЗ	–	сборки стальной защиты.
СУЗ	–	система управления и защиты.
т/н	–	Теплоноситель.
ТА	–	тяжелая авария.
ТВС	–	тепловыделяющая сборка.
ТГ	–	турбогенератор
ТВЭЛ	–	тепловыделяющий элемент.
ТЭ	–	тепловой элемент.
ЯЭУ	–	ядерная энергетическая установка.

Список литературы

- 1 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомных станций с реакторами на быстрых нейтронах» (НП-018-05) 2015 год.
- 2 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР» (НП-006-98). 1998 г.
- 3 Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15). 2016 г.
- 4 Г.Б. Усынин, Е.В. Кусмарцев. Реакторы на быстрых нейтронах. Учеб. пособие для вузов. Энергоатомиздат, 1985
- 5 Б.А. Васильев. Принципиальные технические решения и статус проекта БН-1200. Постоянно действующий семинар по проблемам безопасного развития реакторов с жидкометаллическими теплоносителями при ИБРАЭ РАН
- 6 Аварии и инциденты на атомных электростанциях. Учебное пособие под общей редакцией д. ф.-м.н., профессора С.П. Соловьёва. Обнинск, ИАТЭ, 1992, 300с
- 7 В.М. Поплавский, А.Д. Ефанов, А.В. Дробышев, А.А. Камаев, В.В. Борисов, Н.С. Грачёв. Экспериментальный стенд с системами аварийной защиты парогенераторов АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах / Сборник докладов на межотраслевой тематической конференции "Теплофизика-2005". Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2006.-884с
- 8 А.П. Сорокин. Теплогидравлические исследования вопросов безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах. Теплогидравлические аспекты безопасности ЯЭУ с реакторами на быстрых нейтронах / Сборник докладов на межотраслевой тематической конференции "Теплофизика-2005". Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2006.-884с
- 9 Верификационный отчёт базовой версии расчётного комплекса СОКРАТ/В1. Книга 1
- 10 Г.Б. Усынин, Е.В. Кусмарцев. Реакторы на быстрых нейтронах. Учеб. пособие для вузов. Энергоатомиздат, 1985
- 11 П.Л. Кириллов, Г.П. Богословская. Тепломассообмен в ядерных энергетических установках: Учебное пособие для вузов; 2-е изд., перераб. – М. : ИздАт, 2008. – 256с.
- 12 А.Д. Ефанов, Е.Ф. Иванов, А.П. Сорокин, Г.П. Богословская, Н.А. Денисова, И.Р. Зуева, С.В. Макаров, В.А. Ухов, М.А. Федосова. «Исследования межканальной неустойчивости при кипении жидкого металла в модели с системой параллельных ТВС

при малых скоростях циркуляции». Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. Выпуск 3.

13 Ю.И. Загорюлько. «Механизмы фрагментации кориума в теплоносителях (вода, натрий)». Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. Выпуск 3

14 Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии. РД-03-34-2000

15 Kottowski and C. Savatteri. Two phase flow liquid metal boiling characteristics. 10.1615/ICHMT.1982.AdvCourHeatTransfNucReactSaf.120, pages 259–286

16 Y. KIKUCHI and etc. Transient Boiling of Sodium in a Seven-Pin Bundle under Loss-of-Flow Conditions. O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation. Received November 12, 1977. Revised March 20, 1978. Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, 15[9], pp. 658–667 (September 1978)

17 Зейгарник Ю.А., Литвинов В.Д. Исследование гидравлического сопротивления при кипении натрия в трубе. // ТВТ. 1977. №5. с.116–118

18 Иванов Е.Ф., Сорокин А.П., Иванов В.В., Богословская Г.П., Волков А.Д., Зуева И.Р., Рымкевич К.С. Экспериментальные исследования кипения жидкого металла в параллельных каналах в условиях естественной циркуляции. Препринт ФЭИ 3023. – Обнинск: ОНТИ ГНЦ РФ-ФЭИ, 2004

19 Кризис в парогенераторах типа «натрий-вода» и теплообмен в закризисной области /Н.С. Грачев, А.А. Ивашкевич, В.А. Прохорова и др.// Proceedings of the USA/USSR Seminar on Development of Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor Steam Generator. December, 2 – 4, 1974, Los Angeles, California, USA. Vol.1. Pp. 303 – 331

20 Иванов Е.Ф., Сорокин А.П., Иванов В.В., Богословская Г.П., Волков А.Д., Зуева И.Р., Рымкевич К.С. Экспериментальные исследования кипения жидкого металла в параллельных каналах в условиях естественной циркуляции. Препринт ФЭИ 3023. – Обнинск: ОНТИ ГНЦ РФ-ФЭИ, 2004

21 Техническая справка. Подготовка исходных данных для разработки нодализационной схемы первого контура РУ БН-600 по программе СОКРАТ-БН. ОАО «ОКБМ Африкантов». Инв. № 77/7 – 242 от 09.09.2010

22. Кизин В.Д., Лисицын Е.С., Позняк Г.И. и др. Улавливание радиоактивных примесей холодной ловушкой реактора БОР-60. Димитровград : Препринт НИИАР им. В.И. Ленина, 1977.

- 23 F. Huber, A. Kaizer and etc. Steady state and transient sodium boiling experiments in 37-pin bundle. Nuclear Eng. and Des. 100, 1987, 377–386
- 24 K. Schleiziek and etc. Heat transfer and boiling during forced convection of sodium in an inductiuon-heated. Nuclear Eng. and Des. 14, 1970, 60–68
- 25 A. Kaiser, W. PeppIer. Sodium boiling experiments in an annular test section under flow rundown conditions. KFK 2389. March 1977
- 26 A.J. Brook, J. Aberle, W. Peppler. Sodium boiling experiments in a 7-pin bundle under flow rundown conditions. Nuclear Eng. and Des. 43, 1977, 273–283
- 27 T. T. Anderson, T. M. Kuzay and etc. Accoustics and voiding dynamics during SLSF simulations of LMFBR undercooling transients Symposium on Fluid Transients and Acoustics in the Power Industry, ASME Winter Annual Meeting San Francisco, California, December 10–15, 1978
- 28 A. E. Klickman, D. H. Thompson, W. A. Ragland, A. E. Wright. Review of recent ANL safety experiments in SLSF and TREAT. CONF-820704-51. 1982 Jan 01
- 29 P.A. Grandt et al. Sodium Boiling Experiments in the THORS Facility. Nucl. Eng. Des., v.82, N 2,3, 1984
- 30 J. L. Wantland, N. E. Clapp, M. H. Fontana and etc. Dynamic boiling tests in a 19-pin simulated lmfbr fuel assembly. Oak Ridge National Laboratory, 1978, Report for US DOE
- 31 M.H. Fontana, P.A. Gnadt and etc. Effect of partial blockages in simulated LMFBR fuel assemblies. Oak Ridge National Laboratory. CONF-740401. 1974 Jan 01
- 32 . M. Akiyama, S. An. Measurements of fission product decay heat for fast reactors. In: Proc. of Int. Conf. "Nuclear Data for Science and Technology", Antwerp, 6–10 September, 1982, pp. 237–244.
- 33 . J. K. Dickens, T. A. Love, J. W. McConnell, R. W. Peelle. Fission-Product Energy Release for Times Following Thermal-Neutron Fission of ^{235}U Between 2 and 14 000 s. Nucl. Sci. Eng. 74 (1980) 106–129.
- 34 . J. K. Dickens, T. A. Love, J. W. McConnell, R. W. Peelle. Fission-Product Energy Release for Times Following Thermal-Neutron Fission of Plutonium-239 and Plutonium-241 Between 2 and 14 000 s. Nucl. Sci. Eng. 78 (1981) 126–146
- 35 . J.L. Yarnell, P.J. Bendt. Calorimetric fission product decay heat measurements for ^{239}Pu , ^{233}U and ^{235}U . Report LA-7452-MS, NUREG/CR-0349, 1978.
- 36 . W.A. Schier, G.P. Couchell. Beta and gamma decay heat measurements between 0.1 s – 50,000 s for neutron fission of ^{235}U , ^{238}U and ^{239}Pu . Progress report, June 1, 1992 – December 31, 1994. No. DOE/ER/40723--3. Massachusetts Univ., 1997.

- 37 . K. Baumung. Measurement of ^{235}U fission product decay heat between 15 s and 4000 s. Report KFK-3262, 1981, 92 p.
- 38 . P.I. Johansson. Integral Determination of the beta and gamma heat in thermal-neutron-induced fission of ^{235}U and ^{239}Pu and of the gamma heat in fast fission of ^{238}U . Report NEA-CRP-L-302, 1987, p.211–223.
- 39 . I. Sato, K. Katsuyama, Y. Arai. Fission gases and helium gas behavior in irradiated mixed oxide fuel pin. J. Nucl. Mater. 416 (2011) 151–157
- 40 . Кочетков А.Л., Семенов М.Ю., Хомяков Ю.С. и др. Верификация программы CARE в реакторных трансмутационных экспериментах на БН-350, БН-600 и БОР-60 / Сб. «Доклады семинара НЕЙТРОНИКА-2003». – г. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2003
- 41 Филиппов М.Ф. Диссертация на соискание степени кандидата технических наук "«Разработка метода расчета массопереноса радионуклидов в натриевых контурах с учетом процессов осаждения, повторного взвешивания и межфазного переноса»
- 42 <https://www.secncrs.ru/expertise/software-review/>
- 43 Sa. KONDO, H. YAMANO, Y. TOBITA, S. FUJITA, K. MORITA, M. MIZUNO, S. HOSONO, T. KONDO, SIMMER-IV, A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, JNC TN9400 2001-003 (2000)
- 44 Программа SAS-4A. <https://sas-doc.nse.anl.gov/latest/index.html>
- 45А.В. Волков Диссертация на соискание степени кандидата технических наук Обоснование безопасности быстрого реактора с натриевым теплоносителем при аварийных процессах, связанных с повреждением или разрушением активной зоны
- 46 G. Hoppner [a.o.], TREAT R5 Loss-of-Flow Experiment in Comparison with SAS Pretest ANalysis, TANSO Vol.18, p.213 (1974).
- 47 B. W. Spencer, M. A. Glomes, R. E. Holtz, F. J. Testa and N. A. Kramer, Summary and Evaluation of R-Series Loss-of-Flow Safety Tests in TREAT, Proceedings of the International Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, October 5-8, 1976, Chicago, Illinois, Vol. IV, pp. 1647-1657
- 48 M. A. Grolmes, R. E. Holtz, B. W. Spencer, C. E. Miller and N. A. Kramer, R-Series Loss-of-Flow Safety Experiment in TREAT, Proceedings of the Fast Reactor Safety Meeting, April 2-4, 1974, Beverly Hills, California, Vol. I, pp. 279-302
- 49 Hidemasa Yamano, Yoshiharu Tobia. Experimental analyses on SIMMER-III in duct-wall failure and fuel discharge/relocation behavior. Mechanical Engineering journal. 2014, Vol 1, No.4

50 Yuichi Onoda, Yoshitaka Fucano and at al. Three-pin cluster CABRI test simulating the unprotected loss-of-flow accident in sodium cooled fast reactors. Journal of Nuclear Science and Technology, 2011, vol. 48, No. 2, p. 188-204

51 Верификационный отчет базовой версии комплекса СОКРАТ/В1. 2007.

52 Нигматулин Р. И. *Динамика многофазных сред*. Москва : Наука, Гл. ред. физ.-мат. лит., 1987. Т. 1, 464 с.

53 . Усов Э.В. Диссертация на соискание степени кандидата технических наук "«Моделирование процессов кипения в потоке натрия в двухжидкостном канальном приближении в задачах обоснования безопасности ядерных энергетических установок»"

54 Верификационный отчет СОКРАТ-БН/В1. Регистрационный № в ОФАП ЯР № 4987.

55 Н.М. Kottowski, C. Savatteri and W. Hufschmidt, A new critical heat flux correlation for boiling liquid metals, Nucl. Sci. and Eng., V. 108(4), pp. 396-413, 1991.

56 Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93, Часть 1. Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучения. Вопросы Атомной Науки и Техники, Сер. Ядерные константы, вып.1, 1996, с.4-12.

57 Е.Ф. Селезнев. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук. Разработка и использование эксплуатационных программ нейтронно-физического расчета реакторов

58 Лиханский А.В. и др. «Моделирование термомеханического поведения твэлов с выгорающим поглотителем на основе оксида гадолиния в коде РТОП-СА» ВАНТ №4, 2021 г, стр. 35-46

59 РТОП-СА. Аттестационный паспорт № 527 от 13.11.2021

60 А. А. Сорокин, К. Е. Улыбышев, Т. Н. Алиев, И. А. Евдокимов, В. Г. Зборовский, В. В. Лиханский, “Разработка программных средств для моделирования термомеханического поведения ядерного топлива в реакторах на быстрых нейтронах”, Матем. моделирование, 25:4 (2013), 29–43

61 Хомяков Ю. С., Забудько Л. М. и Камаев А. А. Анализ свойств конструкционных материалов ЭТВС с виброуплотненным смешанным топливом. Научно-техническая ассоциация «Компьютерные технологии и информационные системы в научных исследованиях». Обнинск, 2004. Обзор.

62 Временные руководящие материалы по использованию данных по свойствам конструкционных материалов и СНУП топлива для обоснования работоспособности экспериментальных твэлов ЭТВС реактора БН-600. Росатом, 2013. Инв. № 0001РМ.

63 Отчет по НИОКР. Подготовка требований к базе данных, сбор и систематизация данных по свойствам оболочек твэлов БР, оксидному, МОКС и нитриднему топливу в условиях нормальной эксплуатации и с нарушением нормальных условий эксплуатации. ОАО «ВНИИНМ», Москва 2012

64 Временные руководящие материалы по использованию данных по свойствам конструкционных материалов и СНУП топлива для обоснования работоспособности экспериментальных твэлов ЭТВС реактора БН-600. (3-я редакция) Росатом, 2018. Инв. № 67ВРМ.

65 В.И. Тарасов. Пакет БОНУС 1.0: Нарботка радионуклидов в реакторах на тепловых нейтронах. Руководство пользователя. Отчет ИБРАЭ РАН: NSI SARR 117 2001

66 Отчет о НИОКР "Разработка компонентов интегрированной системы кодов нового поколения для анализа и обоснования безопасности реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем и их топливных циклов и проведение комплекса НИОКР в обоснование разработки реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Этап 2011 года по теме "Разработка модели наработки и взаимопревращений ПД в UO₂ и МОКС топливе к условиям штатных и внештатных режимов работы БР для имплементации ее в топливный код", // Инв. № 3135-1-8, Москва, ИБРАЭ РАН, 2011 г.

67 Отчет о НИОКР "Разработка и верификация первых версий интегрированных кодов нового поколения для анализа и обоснования безопасности реакторов на быстрых нейтронах с реакторными установками БРЕСТ, БН, их топливных циклов, включая отдельные элементы интегрированной системы кодов нового поколения. Обобщение модели на аварийные режимы РУ БН". // Инв. № 3538-1/5610-3-39, Москва, ИБРАЭ РАН, 2012 г.

68 В.И. Тарасов, Е.Ф. Митенкова, Н.В. Новиков. Описание переноса продуктов деления и изменения микроструктуры гетерогенного топлива при облучении с помощью кода MFPR. Ат. Энергия, т. 114 (2013) 271-276

69 Отчет О НИОКР "Разработка интегрированных систем кодов нового поколения для разработки и обоснования безопасности ядерных реакторов, проектирования АЭС, создания технологий и объектов ядерного топливного цикла." // Инв. № 51 ДСП, Москва, ИБРАЭ РАН, 2013 г.

70 J. Leclere, Yu. Bibilashvili, F. Reshetnikov et al. MOX fuel fabrication and utilization in fast reactors worldwide. Proc. of Int. Meeting. IAEA-SM-358/IV.

71 Исследование твэлов ТВС БН-31 с таблеточным топливом после эксплуатации в реакторе БН-600. Отчет СФ НИКИЭТ. Инв. № Ф-042/03. Заречный. 2003.

72 Программное средство НОСТРАДАМУС регистрационный номер 158.1 от 17 апреля 2014 г.

73 Ртищев Н.А., Чалый Р.В., Тарасов А.Е., Семёнов В.Н., Бутов А.А., Вожаков И.С., Жигач С.А., Кудашов И.Г., Усов Э.В., Прибатурин Н.А. Осипов С.Л., Горбунов В.С., Анфимов А.М. Разработка кода СОКРАТ-БН, МНТК НИКИЭТ-2012, сборник докладов. с. 348-359.

74 Кудашов И.Г. Семенов В.Н. Фокин А.Л. Чалый Р.В. Лежнин С.И. Усов Э.В. Моделирование процессов кипения натрия в одномерном двухжидкостном приближении кодом СОКРАТ-БН. Атомная Энергия, том 11, выпуск 3, сентябрь 2011

75 Kottowski H. M. and Savatteri C. Fundamentals of liquid metal boiling thermohydraulics. Nuclear Engineering and Design. 1984, Vol. 82, pp. 281-304.

76 Зейгарник Ю. А. и Литвинов В. Д. Исследование гидравлического сопротивления при кипении натрия в трубе. Теплофизика высоких температур. 1977 г., Т. 5, стр. 116-118.

77 Huber F., et al., et al. Steady state and transient sodium boiling experiments in a 37-pin bundle. Nuclear Engineering and Design. 1987, Vol. 100, pp. 377-386.

78 Ninokata H. and Okano T. SABENA: subassembly boiling evolution numerical analysis. Nuclear Engineering and Design. 1990, Vol. 120, pp. 349-367.

79 Chenu A., Mikityuk K. and Chawla R. TRACE simulation of sodium boiling in pin bundle experiments under loss-of-flow conditions. Nuclear Engineering and Design. 2009, Vol. 239, pp. 2417-2439.

80 Kaiser A. and Peppler W. Sodium boiling experiments in an annular test section under flow rundown conditions. 1977. KFK 2389.

81 Aberle J., Brook A. J. and Peppier W. Sodium Boiling Experiments in a 7-Pin Bundle under flow Rundown Conditions. Institut fur Reaktorentwicklung Projekt Schneller Bruter. 1976.

82 Kikuchi Y. and Haga K. Sodium boiling experiments in a 19-pin bundle under loss-of-flow conditions. Nuclear Engineering and Design. 1981, Vol. 66, pp. 357-366.

83 Haga K. Loss-of-flow experiment in a 37 pin bundle LMFBR fuel assemblies simulator. Nuclear Engineering and Design. 1984, Vol. 82, pp. 305-318.

84 Кириллов П. Л., Турчин Н. М. и Грачев Н.С. Исследования теплообмена на однотрубных моделях испарителя БН-350. Обнинск, ФЭИ. 1984. УДК 621.039.

85 Проведение верификационных расчетов по данным реакторных экспериментов на БН-600 (пункт календарного плана 1.7.4). ИБРАЭ РАН. Отчет о НИОКР. Инв. № 3538-1/5610-3-10 от 20.11.2012 по договору № 1/5610 от 29.06.2012 г.

86 Benchmark Analyses on the Natural Circulation Test Performed During the PHENIX End-of-Life Experiments: Final Report of a Co-Ordinated Research Project 2008-2011. Vienna : International Atomic Energy Agency, 2013.

87 Кизин В.Д., Лисицын Е.С., Позняк Г.И. и др. Улавливание радиоактивных примесей холодной ловушкой реактора БОР-60. Димитровград : Препринт НИИАР им. В.И. Ленина, 1977.

88 Аттестационный паспорт программного средства BURAN. Регистрационный номер аттестационного паспорта ПС 293

89 Guon J. *Deposition of cesium and barium in sodium-stainless steel system*. Canoga Park, Calif : Atomics International, 30 Jun 1970. 78 p. AI-AEC-12952.

90 Borishanskii V.M., Paleev I.I., Aref'ev K.M. and al. Condensation of cesium vapor from flowing argon. *Journal of Engineering Physics*. 1971, Vol. 20, 4, pp. 431-435.

91 Nishimura M., Nakagiri T., Miyahara S. Evaporation release behaviour of volatile fission products (Iodine, Cesium, Tellurium) from liquid sodium pool to the inert cover gas. Japan : O-arai Engineering Center, 1996.

92 Kumar A., Subramanian V., Krishnakumar S., at al. Characterisation of sodium aerosol in cover gas region of SILVERINA loop. *Aerosol and Air Quality Research*. 2015.

93 Подготовка экспериментальных данных для верификации расчетного модуля, описывающего выход продуктов деления из дефектного твэла и их распределение в первом контуре. Н.Новгород : Отчет ОАО "ОКБМ имени И.И. Африкантова", 2013. Инв. №77/7-382 от 14.10.2013

94 Аттестационный паспорт программного средства ГЕФЕСТ с системой подготовки констант CONSYST и библиотекой БНАБ-93. Регистрационный номер 307 от 9 октября 2012 года

95 Allen G. Croff. ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions and Characteristics of Nuclear Materials. *Nuclear Technology*. Volume 62. Number 3. September 1983. Pages 335-352

96 Оценка возможности кода СОКРАТ моделировать процессы растворения диоксида уранового топлива жидким цирконием / К. С. Долганов, А. Е. Киселев, Н. И. Рыжов, Р.В. Чалый [и др.] // *Атомная энергия*. – 2018. – Т. 125, № 2. – С. 79-85.

97 Кинев Е.А. «Влияние облучения на материалы твэлов с урановым и уран-плутониевым оксидным топливом при эксплуатации в реакторе БН-600». Автореферат дисс. на соискание уч. степени к.т.н. Заречный, 2009.

98 Кинев Е. А. Структура таблеточного оксидного топлива и его коррозионное воздействие на оболочку ТВЭЛ реактора БН-600. Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. 2011 г., 1, стр. 169-176.

99 Чуев В. В. Поведение конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности. Автореферат. 2007.

100 Программа КОРАТ. Паспорт аттестации программного средства КОРАТ выдан Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору Российской Федерации. Регистрационный номер № 266 от 23.09.2009.

101 <http://www.comsol.com>.

102 Frank Rieg and Reinhard Hackenschmidt. Finite Elemente Analyse für Ingenieure: Eine leicht verständliche Einführung. München, Wien : Hanser Fachbuchverlag, 2009. <http://www.z81048.de>.

103 Разработка перечней процессов, свойств материалов, экспериментов и экспериментальных данных, необходимых для моделирования поведения ТВЭЛов быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. ОАО «ВНИИНМ». Москва, 2011. Отчет по НИОКР. Инв. № 311/659.

104 Чуев, В. В. Выявление факторов ускоренного накопления повреждений в оболочках ТВЭЛов, облученных в реакторе БН-600, неразрушающими методами контроля / В. В. Чуев, К. В. Митюрёв, И. И. Коновалов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2011. – № 2. – С. 171-180

105 Argonne Code Center: Benchmark Problem Book. Argonne National Laboratory, ANL-7416, 1968, rev. 1972, 1977, 1985. ссылка: <https://www.osti.gov/scitech/biblio/5037820-F7JNMN..>

106 Andrej Prošek and Matjaž Leskovar (2011). Application of Fast Fourier Transform for Accuracy Evaluation of Thermal-Hydraulic Code Calculations, Fourier Transforms - Approach to Scientific Principles, Prof. Goran Nikolic (Ed.), ISBN: 978-953-307-231-9, InTech..

107 Верификационный отчет «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.0. (СОКРАТ-БН/В2)». Инв. № 4837-Н.4х.241.9Б.17.1018-3-Р/5. 2018 год.

108 Ртищев Н.А. Определение динамических нагрузок при термическом взаимодействии корнума с теплоносителем в ходе тяжёлых аварий на АЭС. // Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук.— Москва: НИУ «МЭИ». 2013. 227 С.

109 Farahat M.M.K., Eggen Donald T. Pool Boiling in Subcooled Sodium at Atmospheric Pressure // Nuclear Science and Engineering, Vol. 53, 1974, p.240-253.

110 Schins P., Magallon D., Giuliani S., Gunnerson F.S. Pouring of Molten UO₂, UC and Al₂O₃ in Sodium: Interactions and Debris; Theoretical Analysis. European Applied Research Reports. Nuclear Science and Technology Section. Vol.7, №4, 1986.

111 S. Miyahara, M. Nishimura, T. Nakagiri, "The dependence of equilibrium partition coefficient of cesium and iodine between sodium pool and the inert cover gas on the concentration in the pool", Nuclear Engineering and Design, 241, 2011, pp.4731-4736

112 Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2021613684 Российская Федерация. Динамический интегральный универсальный расчётный код для анализа и обоснования безопасности АЭС с реакторными установками на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. Версия 2.12 (ЕВКЛИД/V2.12) : № 2021612510 : заявл. 25.02.2021 : опубл. 11.03.2021 / А. В. Аввакумов, В. М. Алипченков, В. В. Беликов [и др.] ; заявитель Российская Федерация, от имени которой выступает Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»

113 Konishi K., et al., "The result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project", Nuclear Engineering and Design, Pages 2165-2174, Volume 237, Issue 22, November (2007).

114 Huber, F., et al., "Experiments to the behavior of thermite melt injected into a sodium pool", Proc. Int. Fast Reactor Safety Meeting, Volume II, pp.407-416, Snowbird USA, 1990.

115 Seiler, J. M., et al., "Synthesis on research on boiling pool thermal hydraulics at CEA and KFK", IAEA meeting O-Arai, Japan, June (1994).

116 Чалый, Р.В. Модели теплообмена кода СОКРАТ-БН для расчета кипения натрия в каналах разной геометрии. / Кудашов И.Г., Усов Э.В., Бутов А.А., Вожаков И.С., Прибатурин Н.А., Лежнин С.И., Кузнецова М.Е., Виноградова Ю.Ю., Чалый Р.В., Семенов В.Н., Фокин А.Л., Рыжов Н.И. Текст: непосредственный // Атомная энергия. – 2014. – Т. 117. – № 5. – С. 261-265.

117 Ландау Л.Д., Лифшиц Е.М., Теория упругости, М. Наука, 1965.

118 <http://www.comsol.com>.

119 Frank Rieg and Reinhard Hackenschmidt. Finite Elemente Analyse für Ingenieure: Eine leicht verständliche Einführung. München, Wien : Hanser Fachbuchverlag, 2009. <http://www.z88.de>.

120 Зона активная 01M2. Расчет физический РНАТ.501341.022 РР

121 А.В. Лыков. Теория теплопроводности. Издательство «Высшая школа», Москва, 1967.

122 Чалый, Р.В. Моделирование плавления оболочки твэла и перемещения расплава в ТВС реакторов типа БН кодом СОКРАТ-БН / Вожаков И.С., Усов Э.В., Жданов В.С., Кузнецова М.Е., Киселев А.Е., Чалый Р.В. Текст: непосредственный // Вопросы атомной науки и техники. – 2015. – Серия: Математическое моделирование физических процессов. – № 4. – С. 15-21.

123 Fink J. K., Leibowitz L. Thermodynamic and transport properties of sodium liquid and vapor // Argonne National Laboratory. 1995. ANL/RE-95.

124 Schor A.L., Kazimi M.S., Todreas N.E. Advances in two-phase flow modeling for LMFBR applications. Nuclear Engineering and Design. 1984, Vol. 82, pp. 127-155.

125 . Кузнецов Ю. Н. Теплообмен в проблеме безопасности ядерных реакторов. Москва : Энергоатомиздат, 1989. 296 с.

126 . Spore J.W., et al. TRAC-M/FORTRAN90 (Version 3.0) Theory Manual. Los Alamos National Laboratory/Penn State University. Los Alamos, USA, 2000. LA-UR-00-910.

127 . Ishii M. One Dimensional Drift-Flux Model and Constitutive Equations for Relative Motion between Phases in Various Two-Phase Flow Regimes. Argonne National Laboratory. 1977. ANL-77-47.

128 . RELAP5/MODL. Code manual. Vol. 1: System models and numerical methods. 1981. NUREG/CRR-1826.

129 . Крейт Ф., Блэк У. Основы теплопередачи. Москва : Мир, 1983. 512 с.

130 . Plesset M. S., Zwick S. A. The growth of vapor bubbles in superheated liquids. Journal of Applied Physics. Vol. 25, pp. 493-500.

131 . Кириллов П. Л., Юрьев Ю. С. и Бобков В. П. Справочник по теплогидравлическим расчетам (ядерные реакторы, теплообменники, парогенераторы). Москва : Энергоатомиздат, 1990. 360 с.

132 . Кутателадзе С.С., Боришанский В.М., Новиков И.И. and Федынский О.С. Теплопередача в жидких металлах. Жидкометаллические теплоносители. Москва : Атомиздат, 1958.

133 . Зейгарник Ю.А., Кириллов П.Л., Ушаков П.А. и Ивановский М. Н. Теплообмен жидких металлов при кипении и конденсации. Теплоэнергетика. 2001 г., Т. 3, стр. 2-8.

134 . Канюкова В.Д., Лиханский В.В., Сорокин А.А., Солодовников Г.А., Хоружий О.В. «Тепловое поведение UO₂ топлива высокого выгорания: развитие модулей

в коде РТОП» / Труды 3 научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», т.4, с. 18 - 51, 26 - 30 мая 2003.

135 . Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data, IAEA, Vienna, 2008, IAEA-THPH ISBN 978–92–0–106508–7 IAEA, 2008.

136 . Fink J.K. “Thermal Expansion of Solid Uranium Dioxide”, INSC Material Properties Database, 1999, доступно на <https://www.osti.gov>.

137 . Смирнов А.В., Канашов Б.А., Марков Д.В. и др. «Взаимодействие между топливом и оболочкой в твэлах ВВЭР» / Межд. семинар по взаимодействию между топливом и оболочкой в твэлах для водо-водяных реакторов, 8-11 марта 2004, Кадараш, Франция.

138 . Кинев Е.А. «Влияние облучения на материалы твэлов с урановым и уран-плутониевым оксидным топливом при эксплуатации в реакторе БН-600» / Автореферат дисс. на соискание уч. степени к.т.н. Заречный, 2009.

139 . Allison C.M., Berna G.A., Chambers R. et. al. “SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual. Volume IV: MATPRO – A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis”, NUREG/CR-6150, EGG-2720, 1993.

140 . Малыгин В.Б., Набойченко К.В., Шаповалов А.С., Бибилашвили Ю.К. Рекомендации для расчета характеристик термической ползучести диоксида урана при анализе работоспособности твэлов // Атомная энергия, 2009, т. 107, вып. 6, с. 317 - 320.

141 . Малыгин В.Б., Набойченко К.В., Шаповалов А.С., Бибилашвили Ю.К. Рекомендации для расчета скорости радиационной ползучести оксидного топлива при анализе работоспособности твэлов // Атомная энергия, 2010, т. 108, вып. 2, с. 95 - 98.

142 . Русанов А.Е., Троянов В.М., Беломытцев Ю.С. и др. / Сб. докладов конференции «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях». Обнинск, ФЭИ, 1999, т.2, с. 678 - 685.

143 . Thermophysical properties of materials for water cooled reactors. IAEA-TECDOC-949.

144 . Физические величины. Справочник под ред. И.С. Григорьева, Е.З. Мейлихова // Энергоатомиздат. Москва. 1991. 1232 с.

145 . Чуев В.В. «Поведение конструкционных материалов в спектре нейтронов быстрого реактора большой мощности». Автореферат. Заречный, 2007.

146 . Временные руководящие материалы по использованию данных по свойствам конструкционных материалов и СНУП топлива для обоснования работоспособности экспериментальных твэлов ЭТВС реактора БН-600. Инв.№0001РМ (учет Частного учреждения «ИТЦП «ПРОРЫВ»»), 2012 г.

147. Хомяков Ю.С., Забудько Л.М., Камаев А.А. «Анализ свойств конструкционных материалов ЭТВС с виброуплотненным смешанным топливом». ОБЗОР. Научно-техническая ассоциация «Компьютерные технологии и информационные системы в научных исследованиях». Обнинск, 2004.

148. Подготовка требований к базе данных, сбор и систематизация данных по свойствам оболочек твэлов БР, оксидному, МОКС и нитриднему топливу в условиях нормальной эксплуатации и с нарушением нормальных условий эксплуатации. ОАО «ВНИИНМ», Отчет о НИОКР инв. №11920 (311/740) от 02.11.2012, Москва. – 2012. – 79 с.

149. Allison C. M., et al., SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual. Volume IV: MATPRO – A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis. NUREG/CR-6150, EGG-2720, 1993.

150. Расчетные исследования для разработки технических требований к таблеточному МОХ топливу на параметры БН-1200. ОАО «ВНИИНМ». Отчет о НИР инв.№ 11544, Москва. – 2010.

151. Селезнев, Е. Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах [Текст]: монография / Е. Ф. Селезнев ; Российская акад. наук, Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики. - Москва : Наука, 2013. - 237 с. : ил.; 22 см.; ISBN 978-5-02-038479-8

152 Поплавский, В. М. et al. Активная зона и топливный цикл для перспективного быстрого натриевого реактора. Атомная энергия, [S.l.], v. 108, n. 4, p. 206-211, мая 2010. ISSN 0004-7163. Доступно на: <<https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/1456>>. Дата доступа: 01 окт. 2024

ПУБЛИКАЦИИ ПО ТЕМЕ ДИССЕРТАЦИИ

Статьи в рецензируемых научных изданиях, входящих в БД Scopus, Web of Science и Перечень ВАК РФ

1. Моделирование процессов кипения натрия в одномерном двухжидкостном приближении с помощью кода СОКРАТ-БН / И. Г. Кудашов, В. Н. Семенов, Р.В. Чалый, [и др.]//Атомная энергия. – 2011. – Т. 111, № 3. – С. 137-139.

2. Моделирование плавления оболочки твэла и перемещения расплава в ТВС реакторов типа "БН" кодом "СОКРАТ-БН" / И. С. Вожаков, Э. В. Усов, Р.В. Чалый, [и др.]//Вопросы атомной науки и техники. Серия: Математическое моделирование физических процессов. – 2015. – № 4. – С. 15-21.

3. Анализ и визуализация результатов расчетов интегрального тяжелоаварийного расчетного кода СОКРАТ-БН / С. В. Сумароков, М. В. Гусев, А. А. Кечков, Р.В. Чалый, [и др.]//Информационные технологии в проектировании и производстве. – 2019. – № 2(174). – С. 12-15.

4. Двумерный теплогидравлический модуль интегрального кода СОКРАТ-БН: математическая модель и результаты расчетов / Э. В. Усов, Р.В. Чалый, Н. А. Прибатурин [и др.] // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120, № 2. – С. 95-100.

5. Модели теплообмена кода СОКРАТ-БН для расчета кипения натрия в каналах разной геометрии / И. Г. Кудашов, Э. В. Усов, Р.В. Чалый, [и др.] // Атомная энергия. – 2014. – Т. 117, № 5. – С. 261-265.

6. Верификация системных теплогидравлических кодов на базе аналитических тестов применительно к одно- и двухфазному течению жидких металлов / Э. В. Усов, А. А. Бутов, Р.В. Чалый, [и др.] // Атомная энергия. – 2018. – Т. 124, № 6. – С. 322-326.

Свидетельства о регистрации программ:

1. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2020665653 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. версия 2.2 (СОКРАТ-БН/В2.2)»: № 2020664681: заявл. от 18.11.2020: опублик. от 27.11.2020 / Чалый, Р.В. Усов Э.В., [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

2. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2019616486 Российская Федерация. «Постпроцессор расчетного кода СОКРАТ-БН/В2. версия 1.0» №: 2019615607 заявл. от: 16.05.2019 опублик. от 23.05.2019/ Чалый, Р.В. Гусев М.В. [и др.]; заявитель ИБРАЭ РАН.

3. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2019618126 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.1 (СОКРАТ-БН/В2.1)»: № 2019616684 заявл. от: 13.06.2019 опублик. от 26.06.2019/ Чалый Р.В., Фокин А.Л. [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

4. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2015610455 Российская Федерация. «Программа для расчета накопления активности радиоактивных продуктов деления и коррозии в технологических средах быстрых натриевых реакторов»: № 2014661551 заявл. от: 14.11.2014 опублик. от 12.01.2015/ Киселев А.Е., Чалый Р.В [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

5. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2015615399 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 1.0»: № 2015612031 заявл. от: 23.03.2015 опублик. от 18.05.2015/ Чалый Р.В., Томащик Д.Ю., и [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

6. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2015663625 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа запроектных аварий на АЭС с РУ БН. Версия 2.0»: № 2015660436 заявл. от: 02.11.2015 опублик. от 25.12.2015 / Чалый Р.В., Томащик Д.Ю. [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

7. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2017664108 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа режимов работы РУ БН. Версия 1.0.»: № 2017660394 заявл. от: 18.10.2017 опубл. от 15.12.2017/ Чалый Р.В., Томащик Д.Ю., [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

8. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2016617407 Российская Федерация. «Программа для анализа процессов дегазации жидкометаллического теплоносителя реакторной установки»: № 2016614865 заявл. от: 10.05.2016 опубл. от 04.07.2016/ Долганов К.С., Чалый Р.В. [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

9. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ 2018664599 Российская Федерация. «Интегральный код для анализа режимов работы РУ БН. Учебная версия 1.0 (СОКРАТ-БН/Е1)»: № 2018618006: заявл. от 20.11.2018: опубл. от 27.07.2018/ Белов А.А., Чалый Р. В. [и др.]; заявитель ГК «Росатом», ИБРАЭ РАН.

ПРИЛОЖЕНИЕ А

Аттестационный паспорт программы СОКРАТ-БН

	Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзор) Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (ФБУ «НТЦ ЯРБ») Экспертный совет по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре	
		
АТТЕСТАЦИОННЫЙ ПАСПОРТ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭЛЕКТРОННЫХ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНЫХ МАШИН		
«ИНТЕГРАЛЬНЫЙ КОД ДЛЯ АНАЛИЗА ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ НА АЭС С РУ БН. ВЕРСИЯ 2.0 (СОКРАТ-БН/В2)»		
регистрационный №	472 от 20.11.2019	
выдан	Федеральному государственному бюджетному учреждению науки Институту проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук (ИБРАЭ РАН). Юридический адрес: Россия, 115191, Москва, ул. Большая Тульская, 52	
срок действия	до 20.11.2029	
Заместитель директора ФБУ «НТЦ ЯРБ», Председатель Экспертного совета по аттестации программ для ЭВМ при Ростехнадзоре, канд. техн. наук	 М.П. (подпись)	С.Н. Богдан
	EUROPEAN TECHNICAL SAFETY ORGANISATIONS NETWORK	 РЕГИСТР PCG ИСО 9001
		Система менеджмента ISO 9001:2015  www.tuv.com ID: 910269902

1. Общие сведения

1.1. Правообладатель программы для ЭВМ

Российская Федерация, от имени которой выступает Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом» (свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2015663625 от 02 ноября 2015 г.).

ИБРАЭ РАН осуществлял разработку, верификацию, валидацию и подготовку к аттестации программы для ЭВМ в рамках государственного контракта от 17.02.2014 № Н.4х.44.9Б.14.1037.

1.2. Авторы программы для ЭВМ

Чалый Р.В., Ртищев Н.А., Лежнин С.И., Усов Э.В., Белов А.А., Фокин А.Л., Томашик Д.Ю., Якуш С.Е., Рыжов Н.И., Виноградова Ю.Ю., Селезнев Е.Ф., Филиппов М.Ф., Цаун С.В., Бутов А.А., Вожаков И.С., Кудашов И.Г., Кузнецова М.Е., Осипов С.Л., Горбунов В.С., Анфимов А.М., Саляев А.В., Лиханский В.В., Алиев Т.Н., Евдокимов И.А., Сорокин А.А., Зборовский В.Г., Маслова Л.А., Улыбышев К.Е., Канюкова В.Д., Чернецкий М.Г., Тарасов В.И., Болдырев А.В.

1.3. Сведения о регистрации и тестировании программы для ЭВМ и ее компонентов

Программа для ЭВМ прошла тестирование и зарегистрирована в ОФАП-ЯР под № 864 от 6 марта 2017 г.

В состав программы для ЭВМ СОКРАТ-БН/В2 входит программа для ЭВМ СОКРАТ-БН/В1 (аттестационный паспорт от 08.12.2016 рег. № 412).

1.4. Специалисты, проводившие анализ и оценку программы для ЭВМ:

А.В. Авдеенков, канд. физ.-мат. наук, АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»
 Н.В. Артамонов, АО «Атомэнергопроект»;
 И.Ю. Жемков, д-р техн. наук, АО «ГНЦ НИИАР»;
 А.И. Попыкин, канд. физ.-мат. наук, ФБУ «НТЦ ЯРБ»;
 В.С. Рубцов, канд. техн. наук, ФБУ «НТЦ ЯРБ»;
 А.Л. Татауров, НИЦ «Курчатовский институт»;
 А.С. Тимонин, канд. техн. наук, НИЦ «Курчатовский институт»;
 С.М. Шарикпулов, канд. техн. наук, АО «Русатом Сервис».

2. Назначение и область применения программы для ЭВМ

2.1. Назначение программы для ЭВМ

Программа для ЭВМ предназначена для численного моделирования нейтронно-физических, теплогидравлических, термомеханических процессов, накопления продуктов деления (ПД), переноса радионуклидов в реакторных установках (РУ) на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем в режимах нарушения нормальной эксплуатации, проектных и запроектных авариях, включая аварии с плавлением топлива. Программа для ЭВМ обеспечивает расчет основных