

**НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»**



На правах рукописи

ТУПОТИЛОВ Иван Андреевич

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЯЖЕЛОЙ СТАДИИ АВАРИИ С ПОЛНЫМ
ОБЕСТОЧИВАНИЕМ НА РБМК**

специальность 2.4.9. - Ядерные энергетические установки, топливный цикл,
радиационная безопасность

Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук

Научный руководитель:
д.т.н. Краюшкин А.В.

Москва – 2024 г.

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	4
ГЛАВА 1. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР.....	11
1.1 Расчетный код СОКРАТ	13
1.2 Расчетный код МАВР-ГА	16
1.3 Расчетный код <i>RELAP5/SCDAP</i>	18
1.4 Расчетный код <i>MELCOR</i>	19
1.5 Расчетный код <i>MAAP</i>	20
1.6 Расчетный код <i>ATHLET-CD</i>	22
1.7 Расчетный код <i>ICARE/CATHARE</i>	23
1.8 Расчетный код <i>ASTEC</i>	24
1.9 Выводы по главе 1.....	26
ГЛАВА 2. ОПИСАНИЕ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ <i>STEPAN-T</i>	28
2.1 Общее описание <i>STEPAN-T</i>	28
2.2 Блок-схема программы для ЭВМ <i>STEPAN-T</i>	31
2.3 Описание расчетных моделей.....	34
2.3.1 Расчет температур в активной зоне	34
2.3.2 Расчет температур конструкций, окружающих реактор	41
2.3.3 Учет изменения конфигурации топлива и поглотителей в активной зоне при разогреве.....	46
2.3.4 Расчет генерации водорода	56
2.3.5 Расчет изменения подкритичности	69
2.3.6 Расчет подкритических нейтронных полей	71
2.3.7 Расчет выхода радиоактивных веществ из топлива	71
2.3.8 Данные, полученные на аварийном 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС	73
2.4 Выводы по главе 2.....	82
ГЛАВА 3. ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ <i>STEPAN-T</i>	83
3.1 Верификация блока расчета температур.	83
3.1.1 Сравнение <i>STEPAN-T</i> и СОКРАТ на интервале разогрева до 2-х суток.....	83
3.1.2 Сравнение <i>STEPAN-T</i> и <i>KLADKA-2</i>	89
3.1.2.1 Сравнение <i>STEPAN-T</i> и <i>KLADKA-2</i> в варианте длительного разогрева.....	89
3.1.2.2 Сравнение <i>STEPAN-T</i> и <i>KLADKA-2</i> в варианте разогрева с восстановлением охлаждения КОСУЗ	92
3.2 Верификация модели генерации водорода.....	99
3.2.1 Сравнение с расчетами по <i>RELAP5</i>	99
3.2.2 Вариация параметров в формуле закона Бейкера-Джаста	102
3.2.3 Сравнение с расчетами по СОКРАТ	103
3.2.4 Сравнение с экспериментальными данными [108] по генерации водорода	103
3.3 Выводы по главе 3.....	105

ГЛАВА 4. МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРИ ПОМОЩИ <i>STEPAN-T</i> АВАРИИ С ПОЛНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ НА РБМК.....	107
4.1 Развития аварии с полным обесточиванием при работе реактора на номинальной мощности ..	108
4.1.1 Развитие аварии без управляющих воздействий ..	108
4.1.1.1 Температурный режим активной зоны и окружающих реактор металлоконструкций в ходе аварии.....	108
4.1.1.2 Реактивность в ходе аварии.....	123
4.1.1.3 Образование водорода в ходе аварии.....	132
4.1.1.4 Тепловое расширение графитовой кладки	136
4.1.2 Развитие аварии с восстановлением охлаждения контура СУЗ.....	141
4.1.2.1 Температурный режим активной зоны и окружающих реактор металлоконструкций в ходе аварии.....	142
4.1.2.2 Реактивность в ходе аварии.....	147
4.1.2.3 Образование водорода в ходе аварии.....	148
4.1.2.4 Тепловое расширение графитовой кладки.....	151
4.2 Авария на энергоблоке, остановленном для вывода из эксплуатации	155
4.3 Выводы по главе 4.....	155
ЗАКЛЮЧЕНИЕ.....	159
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ.....	163
СПИСОК РИСУНКОВ	175
СПИСОК ТАБЛИЦ.....	178

ВВЕДЕНИЕ

В связи с растущими в мире потребностями в электроэнергии, вопрос безопасности её производства на АЭС является одним из ключевых. Для повышения безопасности эксплуатации АЭС с реакторами типа РБМК-1000 в настоящее время ведутся работы по разработке и обоснованию алгоритмов управляющих действий персонала в условиях тяжелых аварий для всех режимов работы энергоблока.

В настоящий момент на территории Российской Федерации эксплуатируется семь энергоблоков РБМК-1000 и четыре энергоблока работают в режиме без генерации, иными словами, остановлены для вывода из эксплуатации. Доля реакторов РБМК-1000 в атомной генерации страны составляет около 20%. Для энергоблоков второй и третьей очередей в данный момент запланированы мероприятия с целью продления срока их эксплуатации до 50 лет. Энергоблоки первых очередей к данному моменту остановлены для подготовки к выводу из эксплуатации.

Нормативный документ НП-001-15 определяет тяжелую аварию как запроектную аварию (ЗПА) с повреждением ТВЭЛов выше максимального проектного предела. Для реакторов РБМК максимальный проектный предел повреждения ТВЭЛов установлен в НП-082-07 и соответствует непревышению определенных параметров по температуре оболочек (не более 1200°С) и степени окисления оболочек ТВЭЛов.

Для разработки стратегии управления запроектной аварией на стадии тяжелого повреждения активной зоны была выбрана авария с полным длительным обесточиванием энергоблока, которая по тяжести последствий включает в себя все другие ЗПА из окончательного перечня и в то же время допускает возможность реализации мероприятий, направленных на предотвращение развития тяжелого повреждения активной зоны и сведению к минимуму радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Из общих соображений ясно, что при обезвоживании с последующим разогревом активной зоны за счет остаточного энерговыделения произойдут разрушения элементов РУ, выход ПД, но для того, чтобы предложить какие-либо меры по управлению тяжелой стадией аварии необходимо в первую очередь установить характер и временную последовательность разрушений.

Актуальность темы исследования

Авария на АЭС Фукусима в 2011 году дала новый импульс в исследованиях тяжелых аварий, которые, применительно к АЭС с РБМК, ранее практически не рассматривались. Ключевыми задачами при моделировании тяжелых запроектных аварий являются: анализ возможности возникновения повторной критичности в ходе развития аварии, определение объемов образовавшегося водорода, а также выход продуктов деления из топлива для прогнозирования радиационной обстановки.

Аварийная защита обеспечивает в любых предусмотренных проектом ситуациях подкритичность путем равномерного распределения в активной зоне достаточного числа поглотителей нейтронов в виде органов СУЗ. Опасность возникновения повторной критичности возникает при запроектных авариях с потерей теплоносителя и последующем плавлением элементов активной зоны, когда необходимое соотношение топлива и поглотителей может быть нарушено. В таком случае охлаждение топлива в активной зоне водой может привести к образованию надкритичной урановой системы.

Оценка массы сгенерированного в ходе аварии водорода также является одной из ключевых задач при анализе безопасности, так как могут образовываться взрывоопасные концентрации, что в свою очередь может резко изменить течение аварии.

В связи с этим рассматриваемые в диссертации вопросы, посвященные моделированию тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием, являются значимыми с точки зрения науки и актуальными для атомной промышленности России.

Цель: доработать и модернизировать программу *STEPAN-T* и провести моделирование тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием РБМК.

Задачи исследования:

- Доработка, модернизация, верификация, валидация и аттестация программы для ЭВМ, предназначенной для анализа тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК.
- Расчет тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием без управляющих воздействий, с целью определения временной последовательности и характера разрушений в ходе развития аварии.
- На основании анализа аварии без управляющих воздействий предложить меры по ослаблению последствий.
- Расчет тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК с учетом мер по ослаблению последствий.
- Оценка возможности возникновения повторной критичности в ходе развития аварии и определение эффектов реактивности.
- Оценка массы образовавшегося водорода и предложение мер по снижению количества генерируемого водорода.

Научная новизна

Впервые проведена разработка программы для моделирования тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием РБМК, позволившей определять поведение подкритичности, объема генерации водорода, выхода радиоактивных веществ в ходе аварии.

Впервые программа для ЭВМ, предназначенная для моделирования тяжелой аварии с полным обесточиванием РБМК-1000, была верифицирована и прошла процедуру аттестации.

Впервые проведено моделирование тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием во всем объеме активной зоны и окружающих реактор конструкций.

Практическая значимость

Заключается в получении с помощью модернизированной и доработанной в диссертации программы материалов, дающих понимание о развитии аварии с полным обесточиванием РБМК на тяжелой стадии и позволивших сформулировать возможные меры по ослаблению последствий такого развития.

Эти материалы вошли в Руководства по управлению запроектными авариями (РУЗА) для АЭС с реакторами РБМК и послужили основой для разработки дополнительных технических решений, обеспечивающих ослабление последствий аварии.

Положения, выносимые на защиту

1) Модернизированная и доработанная программа для ЭВМ *STEPAN-T*, разработанная для моделирования тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК, предназначенная для анализа безопасности.

2) Результаты моделирования тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием без управляющих воздействий включают в себя: временную последовательность разрушений в ходе развития аварии и их характер, оценку возможности возникновения повторной критичности, в том числе определение эффектов реактивности и оценку массы образовавшегося водорода.

3) Меры по ослаблению последствий аварии, а также результаты моделирования с учетом мер.

Личный вклад автора

1. Автор лично выполнил анализ и обобщение, имеющиеся в открытых источниках работ по теме исследования.
2. Автором, совместно с научным руководителем диссертации, модернизирована и доработана программа для ЭВМ *STEPAN-T*,

предназначенная для моделирования тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК.

3. Автором, совместно с научным руководителем диссертации, выполнен поиск данных для верификации разработанной программы для ЭВМ *STEPAN-T*, проведена её верификация и валидация с последующим получением аттестационного паспорта в 2023 г.
4. Автором лично выполнены расчеты тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК, а на основе анализа без управляющих воздействий предложены меры по управлению аварией.

Достоверность результатов работы

Достоверность результатов подтверждена валидацией и аттестацией разработанной программы с присвоением Ростехнадзором паспорта №545 от 10.08.2023 (ПС «*STEPAN-T*»).

Апробация работы и публикации

Основные положения работы представлены и обсуждены на следующих научных конференциях:

1. Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Анализ возможности возникновения повторной критичности в ходе тяжелой аварии на реакторах РБМК. VIII всероссийский молодёжный научный форум с международным участием «*Open Science 2021*». Гатчина, ПИЯФ им. Б.П. Константинова НИЦ "Курчатовский институт", 17-19 ноября 2021 г.
2. Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Анализ возможности возникновения повторной критичности при запроектной аварии с полным обесточиванием на РБМК. XXI Школа Молодых Учёных ИБРАЭ РАН, Москва, 21-22 апреля 2022 г.
3. Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Авария с полным обесточиванием на энергоблоке РБМК, остановленном для вывода из эксплуатации. Международная научно-практическая конференция молодых

специалистов, ученых и аспирантов по физике ядерных реакторов (Волга-2022), Тверская область, 5-9 сентября 2022 г.

4. Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Генерация водорода в ходе тяжелой аварии с полным обесточиванием РБМК, Курчатовская междисциплинарная молодёжная научная школа, НИЦ «Курчатовский институт», Москва, 20–23 марта 2023 г.
5. Бабайцев В.Н., Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Моделирование тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием на РБМК. VI Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики», АО «НИКИЭТ», Москва, 14–17 ноября 2023 г.

Основные положения работы описаны в статьях:

1. Краюшкин А.В., Тупотилов И.А. Запроектная авария с полным обесточиванием РБМК. Анализ возможности возникновения повторной критичности, ВАНТ, Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 5, 2022, С. 90-97.
2. Василевский В.П., Зайцев В.А., Масленников А.В., Новиков А.В., Посашков Д.А., Бабайцев В.Н., Тупотилов И.А. Разработка эксплуатационной документации для энергоблоков с РБМК-1000 первого поколения при их подготовке к выводу из эксплуатации. М. Научно-технический годовой отчет НИКИЭТ: 2023. С.94-97.
3. Тупотилов И. А., Смирнова А. К., Краюшкин А. В. Расчетный анализ аварии с полным обесточиванием энергоблока РБМК, остановленного для вывода из эксплуатации. Атомная энергия. – 2023. – Т. 134. – №. 5-6. – С. 259-265.
4. Бабайцев В.Н., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Программа для расчета температурных полей в РБМК КЛАДКА-2. Журнал ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 5, 2023, С. 30-39.
5. Бабайцев В.Н., Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Запроектная авария с полным обесточиванием на реакторах типа РБМК. Журнал ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 1, 2024, С. 71-82.

По результатам работы получено 1 свидетельство о РИД:

1. Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А., Захарова Л.Н., Гераскин И.Н., Модин А.А. Программа для моделирования тяжелой аварии на РБМК «СТЕРАН-Т», свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ №2021663745, дата регистрации 13.08.2021 г.

Структура и объем работы

Диссертация изложена на 178 стр., содержит 82 рисунков, 12 таблиц, состоит из введения, 4 глав, заключения и списка литературы из 115 наименований.

ГЛАВА 1. ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР

Основным методом анализа запроектных аварий, и, как следствие, обоснованием безопасной эксплуатации ЯЭУ, является численное моделирование с использованием аттестованных программ для ЭВМ. Моделирование запроектных аварий является довольно сложной задачей с точки зрения описания всего спектра процессов, происходящих при их развитии: нейтронно-физических, теплогидравлических, механических, химических и т.д.

При обосновании безопасной эксплуатации любой ЯЭУ (моделировании запроектных аварий) стоят три основных задачи:

- подкритичность реактора в ходе развития аварии;
- генерация взрывоопасных газов: в первую очередь водорода, угарного газа и т.д.;
- выход радиоактивных веществ из топлива.

В настоящей главе проводится анализ имеющихся на данный момент программ для моделирования аварийных процессов на ЯЭУ. Ниже будут рассмотрены как отечественные, так и зарубежные программные продукты. Также необходимо отметить, что как на момент разработки, так и после получения аттестационного паспорта на программу для ЭВМ *STEPAN-T*, другие аттестованные ПС для анализа тяжелых аварий на РБМК – отсутствуют.

Одной из наиболее распространенных и широко применяемой отечественной программой является СОКРАТ (Система Отраслевых Кодов для Расчетного Анализа Тяжелых аварий), разработанный в ИБРАЭ РАН. Программный комплекс СОКРАТ предназначен для моделирования тяжелых аварий с разрушением активной зоны на РУ типа ВВЭР, есть также версия программы, которая также аттестована для моделирования аварий на реакторах БН. Иногда СОКРАТ применяется для моделирования аварий типа полного обесточивания на канальных РУ типа РБМК.

Также довольно известным отечественным расчетным кодом для моделирования тяжелых аварий является МАВР-ТА (Модуль Анализа Выхода

Радионуклидов при Тяжелых Авариях), разработанный в НИЦ «Курчатовский институт». Расчетный код МАВР-ТА предназначен для численного моделирования выхода ПД на стадиях разрушения активной зоны, удержания расплава на днище корпуса реактора, проплавления корпуса реактора, перемещения расплава в УЛР и охлаждения в УЛР, а также выхода ПД при разрушении ТВС в бассейне выдержки.

Наиболее распространенные зарубежные программы для моделирования тяжелых аварий представлены в таблице 1.1.1.

Таблица 1.1.1 – Наиболее распространенные зарубежные программы для моделирования тяжелых аварий и их краткое описание

Программа для ЭВМ	Краткое описание
<i>RELAP/SCDAP</i>	Выполняет моделирование процессов на ранней стадии разрушения активной зоны при тяжелых авариях
<i>MELCOR</i>	Выполняет моделирование на всех стадиях протекания тяжелых аварий
<i>MAAP</i>	Аналогична по диапазону моделируемых процессов коду <i>MELCOR</i> , но построенная с использованием более простых моделей и, как следствие, более быстродействующая
<i>ATHLET-CD</i>	Аналогична по своим возможностям <i>RELAP5/SCDAP</i>
<i>ICARE/CATHARE</i>	Предназначена для моделирования тяжелых аварий на корпусных реакторах
<i>ASTEC</i>	Аналогичная по своим возможностям <i>MELCOR</i>

Использование программ, представленных в таблице 1.1.1, ограничено только тестированием и кросс-верификацией отечественных кодов, так как они были переданы разработчиками без права коммерческого использования. Иными словами, это накладывает ограничения на использование данных программ для обоснования безопасной эксплуатации энергоблоков. Также особенностью вышеперечисленных программ является то, что все они разрабатывались для моделирования корпусных реакторов типа ВВЭР.

1.1 Расчетный код СОКРАТ

Как отмечалось выше, одной из наиболее распространенных на сегодняшний день отечественных программ для моделирования запроектных аварий на ЯЭУ является программный комплекс СОКРАТ. Далее будем рассматривать версию программного комплекса СОКРАТ, предназначенную для моделирования аварийных процессов на реакторах типа ВВЭР.

Программный комплекс СОКРАТ предназначен для численного нестационарного моделирования физико-химических, теплогидравлических и термомеханических аварийных процессов с потерей теплоносителя. Модели, положенные в основу программы для ЭВМ СОКРАТ позволяют выполнять моделирование основных физических процессов, свойственных внутрикорпусной стадии ЗПА. СОКРАТ может быть использован для моделирования следующих задач:

- для проведения оценок сгенерированной массы водорода в различных окислительных реакциях на внутрикорпусной стадии тяжелой ЗПА;
- для численного моделирования переноса продуктов деления в первом контуре во время развития аварийного процесса на реакторах типа ВВЭР;
- для расчетов поведения благородных газов, ПД в аэрозольной форме и соединений йода в газообразной и аэрозольной формах в защитной оболочке во время тяжелой аварии на реакторных установках с водяным теплоносителем, типа ВВЭР и выхода ПД в окружающую среду за пределы ЗО;

- для моделирования процессов, происходящих в результате применения мер по управлению авариями.

Расчетный комплекс СОКРАТ включает в себя несколько кодов, позволяющих проводить численное моделирование различных процессов, и систем реакторной установки ВВЭР, их список приведен ниже.

Программный модуль РАТЕГ предназначен для описания теплогидравлических процессов в РУ, включающий в себя модели двухфазного течения теплоносителя [1-2].

Программный модуль СВЕЧА предназначен для описания процесса разрушения элементов активной зоны и ВКУ, вплоть до их полной деградации [3-5]. Также данный модуль включает в себя модели элементов теплогидравлической системы РУ ВВЭР: гидроемкости, каналы, камеры, насосы и т.д.

Программный модуль *HEFEST* предназначен для описания явлений в расплаве активной зоны (кориуме) и ВКУ с последующим разрушением корпуса реактора [6-9].

Для более детальной оценки происходящих процессов во время развития ЗПА программный комплекс СОКРАТ прошел модернизацию, и дополнительно были интегрированы программные модули, приведенные ниже.

В основе нейтронно-физического модуля ТОЧКА лежит уравнение точечной кинетики реактора. Полное энерговыделение, являющееся результатом работы модуля ТОЧКА, складывается из двух составляющих: энерговыделение в результате деления ядерного топлива за счет мгновенных и запаздывающих нейтронов, а также за счет радиоактивного распада ПД и активации ядерного топлива. Учет обратных связей по теплогидравлике реализуется по усредненным эффективным параметрам: температуре топлива, плотности и температуре теплоносителя, концентрации борной кислоты.

Программный модуль *VAREX-M* предназначен для моделирования физических явлений, сопровождающихся взаимодействием высокотемпературного расплава кориума с теплоносителем [10]. Данный

модуль позволяет моделировать процессы, происходящие при вхождении струй либо капель расплава в воду, а именно: поступление расплава, дробление струи на капли, осаждение отдельных капель, вторичное дробление капель, выделение энергии в материале за счет реакций распада, окисление материала с образованием водорода и выделением энергии в химических реакциях, выпадение капель и частиц на поверхность.

Программный модуль БОНУС предназначен для описания нуклидной кинетики и активности ПД как на этапе работы реактора, так и после его останова [11].

Программный модуль РЕЛИЗ предназначен для моделирования выхода продуктов деления в газовый зазор из топливной матрицы.

Программный модуль ГАПРЕЛ, входит в состав модуля СВЕЧА, предназначен для моделирования переноса ПД в газовом объеме твэла и выхода их через дефекты в оболочке твэла в первый контур.

Программный модуль ПРОФИТ предназначен для описания процессов поведения продуктов деления в первом контуре реакторной установки во время тяжелой аварии и моделирования коагуляции и осаждения аэрозолей, а также конденсации и испарения паров.

Программный модуль *CONT_FP* предназначен для инженерных расчетов поведения летучих форм йода и других радиоактивных ПД в защитной оболочке с учетом работы систем безопасности, а также формирования источника ПД в окружающую среду для оценки радиологических последствий аварии.

КУПОЛ-М – для моделирования теплофизических процессов в ЗО.

Программный модуль *MFPR_MELT* предназначен для моделирования выхода ПД и прочих составляющих из расплава в нижней камере смешения. Модуль основывается на равновесной термодинамике расплава и описывает широкий спектр явлений и процессов, таких как парообразование, кинетика испарения, перенос паров ПД, адсорбция кислорода из газовой среды, диффузия кислорода в расплаве [12].

Программный модуль РАХИМ используется для вычисления активности и мощности остаточного тепловыделения ПД, вышедших в первый контур реакторной установки. Численная модель, реализованная в данном модуле, позволяет описывать как химические, так и радиоактивные взаимопревращения ПД в процессе их массопереноса в РУ.

Как отмечалось выше, иногда программный комплекс СОКРАТ используется для моделирования аварий на РБМК в силу полного отсутствия программных средств [13]. Как правило, при этом используется одноканальная модель и рассматривается какая-либо частная задача, например, моделирование разрушения технологического канала [14].

1.2 Расчетный код МАВР-ТА

Расчетный код МАВР-ТА предназначен для моделирования запроектных аварий на ВВЭР: описания процесса выхода продуктов деления на стадиях разрушения активной зоны, удержания расплава на днище корпуса реактора, проплавления корпуса реактора, перемещения расплава и его охлаждения в УЛР, а также при разрушении ТВС в бассейне выдержки при взаимодействии расплава с бетоном [15].

МАВР-ТА позволяет проводить количественные расчеты выхода ПД при тяжелой аварии, что включает [15-17]:

- определение показателя стехиометрии топлива на основе данных об окислительном потенциале атмосферы;
- оценка выхода ПД из твердой топливной таблетки в газовый поверхностный слой;
- определение параметров фрагментации расплава кориума при его перемещении из корпуса реактора;
- расчёт выхода ПД с поверхности расплава при его перемещении и при локализации в корпусе реактора или УЛР, а также выход ПД при взаимодействии расплава с бетоном.

Необходимо отметить, что в качестве исходных данных для расчета по коду МАВР-ТА выступают: температурные поля и динамика разрушения ТВС в ходе аварии, а также данные по составу атмосферы и параметрам расплава кориума.

При моделировании выхода ПД твердотельной топливной таблетки, она представляет собой фрагмент топлива цилиндрической или иной неправильной формы с заданной площадью поверхности, при этом на внешней поверхности таблетка граничит с газовой средой различного состава (водяной пар, водород, кислород, воздух, инертный газ). При расчете выхода ПД из расплава кориум представляет собой объем с заданной площадью поверхности, содержащий оксид урана, металлический уран, цирконий и его оксид, а также сталь.

Для описания выхода летучих ПД в условиях тяжелой аварии применяются эмпирические корреляции, что обусловлено их быстрым и существенным выходом еще до достижения максимальных температур ~ 2800 К. В то время как для средне- и слаболетучих элементов используется реалистичный полуэмпирический подход с описанием доминантных явлений и основных химических реакций, влияющих на выход ПД в условиях, характерных для тяжелой аварии [18-19].

При высоких температурах доминирующим процессом, определяющим выход ПД из топлива, является их испарение с поверхности таблетки или расплава в основной объем газа, при этом в коде МАВР-ТА принимаются следующие предположения [15,20]:

- давление паров ПД у поверхности расплава имеют равновесные значения, зависящие от температуры и состава расплава, а также газовой фазы у его поверхности, при этом температуры расплава и газа принимаются одинаковыми;
- парциальные давления паров ПД малы по сравнению с полным давлением смеси, исходя из этого, они рассматриваются как примеси;
- пары ПД переносятся вместе с газовой смесью.

Необходимо отметить, что расчетный код МАВР-ТА аттестован для реакторов типа ВВЭР и, соответственно, может применяться при обосновании безопасной эксплуатации только для данного типа энергетических установок.

1.3 Расчетный код *RELAP5/SCDAP*

Расчетный код *RELAP5/SCDAP* предназначен для численного моделирования переходных процессов во время тяжелой аварии. *RELAP5/SCDAP* разрабатывался в «Национальной инженерной лаборатории штата Айдахо» (*INEL*) при основной поддержке «Управления исследований в области ядерного регулирования Комиссии по ядерному регулированию США» (*NRC*) [21-23]. Данный расчетный код для моделирования аварийных процессов является результатом объединения двух моделей *RELAP5/MOD3* и *SCDAP*[22]:

- *RELAP5* — для моделирования теплогидравлических процессов в контуре циркуляции с интегрированными в программу моделями элементов контура (клапан, насос, различные соединения, сепаратор и т.д.), кинетики реактора и переноса неконденсирующихся газов;
- *SCDAP* — для моделирования термомеханических процессов элементов конструкций активной зоны и корпуса в нормальных и аварийных режимах работы.

Код *RELAP5/SCDAP* позволяет проводить моделирование широкого спектра конфигураций — от одиночных каналов до различных экспериментальных установок и полномасштабных реакторных систем, включая описание теплогидравлических процессов, протекающих при тяжелых авариях, развитие повреждений и, в сочетании с модулем *VICTORIA*, выхода и переноса ПД [24].

Теплогидравлические элементы *RELAP5* представляют собой одномерные модели с плоской, цилиндрической или сферической геометрией. При помощи модели *SCDAP* возможно проводить моделирование последовательности повреждений в основных элементах, а также нагрев и плавление дебриса. Основные компоненты *SCDAP* включают топливные стержни реактора *LWR*,

управляющие стержни из $Ag-In-Cd$ и B_4C , имитаторы топливных стержней с электрическим подогревом и общие конструкции [25-26]. В коде *RELAP/SCDAP* также реализованы возможности моделирования взаимодействия управляющего стержня *BWR* из B_4C с оболочкой канала из циркония, а также плавление и выделение водорода при охлаждении поврежденных ТВЭЛОВ. Модель бассейна расплава учитывает эффекты, связанные с растеканием и расширением границ бассейна в соседние области.

Двумерная конечно-элементная модель может быть использована для расчета нагрева дебриса и окружающих конструкций. Эта модель учитывает теплоту от распада и внутреннюю энергию образовавшегося дебриса, а затем рассчитывается перенос этого тепла в радиальном и осевом направлениях к элементам конструкции и воде, окружающей дебрис.

Зачастую данный код применяется для обоснования безопасности не только корпусных реакторов типа ВВЭР, но и для канальных, учитывая при этом особенности данного типа установок [27-29].

1.4 Расчетный код *MELCOR*

Расчетный код *MELCOR* — это интегральный инженерный код, предназначенный для моделирования развития тяжелой аварии на АЭС с легководными ректорами. *MELCOR* разработан в «Национальной лаборатории Сандия» для «Комиссии по ядерному регулированию США» в качестве инструмента оценки рисков на АЭС [30-31]. Данный расчетный код широко распространен по всему миру и признан специалистами из многих стран. *MELCOR* способен проводить моделирование широкого спектра аварийных процессов как для реакторов с кипящим теплоносителем, так и для реакторов с водой под давлением [32].

При помощи расчетного кода *MELCOR* возможно проводить расчеты теплогидравлических процессов, протекающих во время аварий, в контуре циркуляции теплоносителя, активной зоне, контейнменте и окружающих реактор металлоконструкциях [33]. *MELCOR* также моделирует разрушения в

активной зоне с последующим перемещением расплава и образованием дегриза, образование и перенос водорода, а также выход и переноса ПД как в первом контуре реактора, так и в пределах контейнента. Также в расчетном коде *MELCOR* реализована возможность моделирования управляющих воздействий с точки зрения их влияния на теплогидравлические процессы, протекающие во время аварии, и выход ПД [34-35].

Элементы активной зоны, такие как топливная таблетка, оболочка твэл, дистанционирующая решетка, СУЗ и др., задаются отдельно в каждой расчетной ноде в виде концентрических колец и слоев. В расчетных нодах моделируются все основные процессы теплопереноса, включая также теплопередачу излучением, рассматривается теплообмен как внутри ячеек, так и между ними в радиальном и осевом направлениях. Модели *MELCOR* также включают в себя конвективный теплообмен, включая пузырьковое и пленочное кипения на поверхностях элементов. Элементы активной зоны и окружающие реактор конструкции, для которых не требуется рассматривать процессы плавления и разрушения, в коде *MELCOR* представлены в виде сплошных твердых тел, для которых решается одномерное уравнение теплопроводности [36-37].

Одной из особенностей и одновременно преимуществ данного кода является возможность корректировки коэффициентов используемых эмпирических корреляций без перетрансляции кода. Применительно к РБМК, при помощи *MELCOR* возможно моделирование только единичного канала в силу того, что в наборе исходных данных может присутствовать только один набор элементов [38-39].

1.5 Расчетный код МААР

Расчетный код *МААР* (*Modular Accident Analysis Program*) предназначен для моделирования тяжелых аварий на легководных реакторах, включая реакции систем АЭС на управляющие действия персонала. Разработка кода началась в 1980-х годах, однако с ужесточением требований к анализу

запроектных аварий за последние 30 лет значительно расширилось его применение. Постоянное сопровождение и разработка кода осуществлялись под руководством «Научно-исследовательского института электроэнергетики» (Пало-Альто, Калифорния) [40-42].

Основными задачами, которые решает расчетный код *МААР*, являются [40]:

- прогнозирование времени наступления ключевых событий, например, различные повреждения активной зоны в процессе аварии, перемещение элементов активной зоны в нижние объемы корпуса реактора и т.д.;
- оценка влияния систем безопасности на развитие аварии;
- оценка управляющих действий персонала на минимизацию последствий аварии;
- прогнозирование величины и время выброса ПД.

МААР включает в себя основные модели физических процессов, возникающих при авариях, связанных с повреждением топлива. Согласно классификации, предложенной в *МААР*, эффекты, свойственные разным стадиям аварии, делятся на несколько групп, они приведены в таблице 1.4.1 [36].

Таблица 1.4.1 – Классификация эффектов по группам, свойственных разным стадиям аварии

Группа	Эффекты
1	Расход теплоносителя; естественная циркуляция; испарение; конденсация пара; кипение; критический тепловой поток; теплопроводность; конвекция; теплообмен излучением
2	Окисление оболочки твэл; образование водорода; образование эвтектических соединений материалов активной зоны; разрушение элементов активной зоны с их перемещением; образование дегриза; взаимодействие дегриза и бетона; воспламенение взрывоопасных газов; химический состав йода в контейнменте; выход, перенос и осаждение ПД

В *МААР* используются упрощенные и быстродействующие модели для описания теплогидравлических процессов с использованием упрощенной схемы первого и второго контуров, в которой тип и количество элементов, а также геометрия заранее определены. В *МААР* решается набор нелинейных обыкновенных дифференциальных уравнений первого порядка. *МААР* является довольно быстродействующим кодом, производящим вычисления в 10-100 раз быстрее, чем *ASTEC* и *MELCOR* [34].

1.6 Расчетный код *ATHLET-CD*

Расчетный код *ATHLET-CD* (*Analysis of Thermal Hydraulics of Leaks and Transients*), разработанный «Обществом по безопасности установок и реакторов» (*GRS*, Германия), позволяет проводить расчетный анализ теплогидравлических процессов в контуре циркуляции теплоносителя, повреждений активной зоны, выхода и переноса ПД и аэрозолей во время тяжелых аварий, а также оценку управляющих действий персонала [43]. Код включает в себя набор моделей, позволяющих проводить расчет физических процессов в широком спектре легководных реакторов, например *PWR*, *BWR*, РБМК и т.д. [44-45]

Модульная структура *ATHLET-CD* позволяет использовать широкий спектр моделей и одновременно обеспечивает основу для дальнейшей разработки и модернизации кода. Код *ATHLET-CD* содержит следующие основные модули [46]:

- нестационарный теплогидравлический;
- теплопередачи и теплопроводности;
- нейтронной кинетики;
- решения систем дифференциальных уравнений.

Общая конфигурация системы, включая контур циркуляции теплоносителя, а также металлические конструкции и прочие устройства, моделируются одномерными элементами. Расчетный код *ATHLET-CD* включает в себя модели элементов теплогидравлического контура: насосов, клапанов,

сепараторов, расходомеров, теплообменников, турбин и т.д. *ATHLET-CD* также включает в себя различные модели ТВС и стержней поглотителей. Модели, лежащие в основе *ATHLET-CD*, позволяют описывать широкий спектр физических процессов, например, окисление циркония и бора, растворение двуокиси урана цирконием, плавление компонентов активной зоны, перемещение расплава (также учитывается его застывание, повторное плавление и его накопление вследствие образования блокад). Обратные связи с теплогидравлическим модулем учитывают как паровое голодание, так и образование блокад [43-44, 47].

Нуклидный состав топлива рассчитывается в зависимости от кампании, обогащения топлива и условий работы реакторной установки. Учитывается изменение концентрации нуклидов за счет ядерных переходов. Расчет выхода ПД выполняется при помощи диффузионной модели. Также выполняется моделирование переноса ПД и аэрозолей в контуре циркуляции теплоносителя. При помощи *ATHLET-CD* возможно моделирование поздней стадии аварии, на которой происходит расплавление активной зоны с образованием ванны расплава на дне корпуса реактора, а также разрушение самого корпуса. Для моделирования образования дебриса создан специальный модуль с собственной системой теплогидравлических уравнений, связанной с гидродинамикой *ATHLET* на внешних границах дебриса [47-48].

1.7 Расчетный код *ICARE/CATHARE*

Расчетный код *ICARE/CATHARE* был разработан французским «Институтом радиационной защиты и ядерной безопасности» (*IRSN*, Франция) для детальной оценки последствий тяжелой аварии. Он состоит из кодов *ICARE2* [49], описывающего разрушения активной зоны, и *CATHARE* [50], моделирующего теплогидравлические процессы в контуре циркуляции. Данный код предназначен для анализа безопасности реакторов типа PWR.

Элементы теплофизического контура задаются в одномерном приближении. Моделирование начинается с исходного состояния и

продолжается вплоть до разрушения корпуса, вследствие образования ванны расплава на его дне [49,51-52]. При расчетах возможно использовать две альтернативные модели теплогидравлики: двумерную газовую модель (пар и один неконденсирующийся газ) и одномерную модель двухфазного потока (пар и два неконденсирующихся газа) [49-51]. Помимо теплогидравлики, данный код способен моделировать следующие эффекты [53-56]:

- поведение конструктивных элементов (стержней, канальных труб и т.д.) при нагреве, с учетом фазовых переходов;
- расчет температуры дебриса, включая расчет количества теплоты, поступающего от верхних слоев к окружающим конструкциям;
- механику оболочек топливных и управляющих стержней (раздувание, ползучесть, разрыв);
- реакции окисление циркония, стали и V_4C ;
- химическое взаимодействие материалов активной зоны;
- фрагментацию топливных таблеток;
- перемещение расплавленных материалов и формирование различных конфигураций (слой обломков и стержнеобразная геометрия);
- выход ПД и их перенос;
- взаимодействие расплава с корпусом реактора (ползучесть и разрушение).

Данный код использовался для обоснования безопасной эксплуатации реакторов типа *PWR* (в том числе и ВВЭР), но как отмечают сами авторы, применительно к *BWR* и РБМК потребуется доработка некоторых программных моделей.

1.8 Расчетный код *ASTEC*

ASTEC представляет собой модульный компьютерный код для анализа тяжелых аварий на легководных реакторах *PWR*, также велись работы по адаптации программы для моделирования канальных реакторов (*CANDU*, РБМК) [57-58]. Данная программа позволяет выполнять моделирование

развития аварии от исходного события до выхода радиоактивных веществ за пределы защитной оболочки [57-59].

ASTEC состоит из 13 основных модулей, которые моделируют различные явления или разные элементы реакторной установки [60-61]. Ниже кратко описаны некоторые из модулей.

Модуль *CESAR* рассчитывает двухфазную теплогидравлику в первом и втором контурах. Моделирование основано на одномерном двухжидкостном подходе [62-63]. Метод конечных объемов используется для дискретизации пространственной переменной, а дискретизация по времени выполняется с использованием неявной разностной схемы первого порядка. Модуль *ICARE* моделирует разрушения в активной зоне и корпусе. Также рассматривается стекание расплава на дно корпуса с моделированием их дальнейшего взаимодействия. Взаимодействие расплава с бетоном моделируется модулем *MEDICIS* [64-65].

Теплогидравлика защитной оболочки реактора, перенос аэрозолей и ПД описывается при помощи модуля *CPA*. Защитная оболочка разделена на зоны – теплогидравлические объемы, содержащие жидкую и газообразную фазы [66]. В программе *ASTEC* также учитывается то, что газовая фаза может содержать аэрозольные частицы, а жидкая фаза может содержать растворенные газы, в том числе неконденсирующиеся газы, в программе предусмотрена возможность выбора между равновесной и неравновесной моделями. В равновесной модели, температуры жидкой и газообразной фаз равны. В неравновесной модели, температуры могут отличаться. Неравновесная модель, как правило, применяется для оценки распределения энергии между фазами из-за различий в теплофизических свойствах воды, пара и неконденсирующихся газов [67].

Связи между зонами реализуются двумя типами: атмосферным и дренажным. Например, газообразная фаза может переносить капли жидкости, а вода, включая растворенные газы, может перетекать через патрубки. В случае конденсации пара может происходить отвод воды из одной зоны в другую или через стену [60, 66-67].

В программу интегрированы модели, при помощи которых возможно проводить расчет конструкций, окружающих реактор, стен зданий и т.п. Для определения профилей температуры и расчета теплопередачи применяются одномерные модели [58-59]. Также в программу встроены корреляционные зависимости, которые используются для определения теплофизических параметров таких как, например, коэффициент теплоотдачи и т.д.

1.9 Выводы по главе 1

Большинство представленных в открытых источниках как работ, так и программ по тематике тяжелых аварий относятся к водо-водяным корпусным реакторам типа ВВЭР [68-70]. В литературных источниках достаточно подробно рассмотрены различные стадии протекания тяжелой аварии [71-72], и определены средства по её управлению, в том числе на стадии разрушения корпуса реактора [73].

Однако работ, посвященных рассмотрению тяжелых аварий на реакторах типа РБМК, достаточно ограниченный спектр [74-76]. Ввиду сложности описания нейтронно-физических и теплогидравлических процессов во всем объеме активной зоны моделирование в большинстве работ выполняется, используя определенные допущения и приближения, например, на ограниченном количестве каналов и с различной детализацией активной зоны, а также окружающих ее металлоконструкций. Ограничениями при таких расчетах, как правило, служат постулированные разрушения, происходящие при достижении соответствующих заданных параметров.

Как отмечалось выше, при моделировании запроектных аварий стоят три основных задачи (подкритичность реактора, образование водорода и выход ПД), которые требуют рассмотрения комплекса физических процессов в совокупности, с соответствующими обратными связями по определенным параметрам, например, по температуре топлива (от которой зависит выход ПД, влияющих, в том числе, на подкритичность реактора) и температуре циркония (от которой зависит окисление).

Большинство из представленных работ, в основном, посвящены исследованию аварийного события с рассмотрением только конкретных аспектов, к примеру, используя при моделировании исключительно теплофизическую модель [77], или исследования конкретного элемента активной зоны, например, процесса разрушения технологического канала [78], температурных полей [79]. Также необходимо отметить, что при анализе физических процессов, протекающих во время запроектных аварий [74, 80-81], как правило, использовались зарубежные программы, такие как *MELCOR*, *RELAP5/SCDAP* и т.д. В работе [81] обсуждаются возможные меры по управлению запроектной аварией с полным обесточиванием, где анализ процессов также проводился при помощи теплофизической модели (*COCOSYS*, *RELAP5*) с привлечением СОКРАТ для оценки массы образовавшегося водорода, который, несмотря на всю сложность заложенных в него моделей окисления циркония, использует корреляционную зависимость Бейкера-Джаста.

Исходя из вышесказанного, аттестованная программа *STEPAN-T* является уникальным инструментом для анализа тяжелых аварий на РБМК, позволяющим проводить комплексное моделирование характерных процессов для ЗПА с полным обесточиванием.

ГЛАВА 2. ОПИСАНИЕ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ *STEPAN-T*

2.1 Общее описание *STEPAN-T*

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* предназначена для решения конкретной задачи - моделирования разогрева обезвоженного РБМК. Эта задача возникает в связи с рассмотрением классической запроектной аварии с полным длительным обесточиванием энергоблока, когда реактор в момент начала аварии заглушается, но охлаждение топлива нарушено, попытки восстановить его оказались безуспешными, через некоторое время реактор обезвоживается, и авария переходит в тяжелую стадию.

Из общих соображений ясно, что при обезвоживании с последующим разогревом активной зоны за счет остаточного энерговыделения произойдут разрушения элементов РУ, выход ПД, но для того, чтобы предложить какие-либо меры по управлению тяжелой стадией аварии необходимо в первую очередь установить характер и временную последовательность разрушений. Для этого необходимо решать следующие задачи:

- рассчитывать поля температуры в активной зоне;
- рассчитывать поля температуры окружающих реактор конструкций;
- прогнозировать изменения конфигурации расположения топлива и поглотителей при разогреве;
- определять изменение подкритичности за счет изменения температур и упомянутых конфигураций, и оценивать возможность возникновения повторной критичности;
- определять объемы сгенерированного водорода, так как водород (так же как повторная критичность) способен приводить к взрывам, что может существенно изменить ход аварии;
- с учетом рассчитанных температур и прогнозируемых конструктивных изменений оценивать выход радиоактивных веществ из топлива, что необходимо для оценки радиационных последствий аварии.

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* решает перечисленные выше задачи. Для этого к программе нейтронно-физического расчета *STEPAN-3* [82] добавлены блоки расчета трехмерных температурных полей в топливе и графите, блоки расчета температурных полей в окружающих реактор металлоконструкциях (схема «ОР», схема «Е», схема «КЖ», схемы «Л» и «Д»), блок, описывающий генерацию водорода в пароциркониевой реакции, и блок, определяющий выходы ПД под оболочки ТВЭЛов при предшествующей аварии нормальной работе реактора на мощности и дополнительный их выход при разогреве топлива.

Необходимые константы и параметры для расчета температурных полей в активной зоне и металлоконструкциях реактора заданы внутри программы и взяты из [83-86]. Библиотеки двухгрупповых нейтронных сечений, требуемые для расчетов подкритичности в ходе аварии взяты из аттестованной программы *STEPAN-3*. Параметры, требуемые для расчета генерации водорода в пароциркониевой реакции, взяты из [87]. Параметры, определяющие накопление и выход из топлива продуктов деления подготовлены при помощи программы *CHAIN* [88-89].

С момента написания статьи [90] к температурному блоку, описывающему полномасштабную активную зону и окружающие металлоконструкции, был дописан блок расчета подкритичности [91], основанный на аттестованной программе *STEPAN-3*. В рамках модернизации программы для ЭВМ *STEPAN-T* были дописаны блоки генерации водорода в ходе аварии, выхода радиоактивных веществ из топлива и теплового расширения графитовой кладки. Расширение возможностей программы *STEPAN-T* заключалось в следующем:

- добавлена модель разрушения алюминиевых конструкций стержней СУЗ, в частности, учитывается, что при разрушении алюминиевых оболочек стержни УСП уходят из активной зоны, а поглощающие втулки стержней АЗ смещаются вниз канала на 0,5 м;

- реализована возможность учета смещения пэлов КРО в плотный пучок при разрушении алюминиевой гильзы;
- реализована возможность учета разрушения поглощающих втулок стержней АЗ при достижении ими температуры 2000 °С;
- добавлена модель разрушения несущей трубы ТВС при достижении ею 700 °С и смещению двух пучков ТВЭЛОВ в нижнюю часть канала;
- добавлена возможность оценки влияния выхода ПД и эрбия на величину подкритичности;
- добавлена возможность моделирования восстановления охлаждения контура СУЗ в ходе аварии;

В ходе выполнения диссертационной работы был доработан и отлажен температурный блок программы *STEPAN-T*, в частности, модернизирована вспомогательная одномерная (двухнодовая) задача. Доработан модуль определения температуры нижней опорной металлоконструкции, схемы «ОР», температура которой служит граничным условием для графитовой кладки.

Необходимо также отметить, что модернизация *STEPAN-T* идет и по настоящий момент:

- разрабатывается блок расчета генерации водорода и угарного газа в парографитовой реакции при свищевой разгерметизации канальной трубы;
- разрабатывается блок, моделирующий силовое взаимодействие элементов активной зоны (графитовой кладки, канальных труб, кожуха реактора);

В будущем планируется также добавить нейтронно-физические константы для нового типа топлива с пониженным содержанием эрбия и помимо имеющегося блока расчета подкритичности интегрировать блок, основанный на методе поверхностных гармоник.

2.2 Блок-схема программы для ЭВМ *STEPAN-T*

На рисунке 2.2.1 представлена блок-схема программы *STEPAN-T*.



Рисунок 2.2.1 - Блок-схема программы для ЭВМ *STEPAN-T*

Расчет начинается с определения поля энерговыделения перед аварией. Расчет поля энерговыделения выполняется с использованием процедуры восстановления по внутриреакторным нейтронным датчикам. Поле энерговыделения затем используется для определения трехмерных полей остаточного энерговыделения в топливе и графите.

Переход к состоянию обезвоженного реактора моделируется следующим образом:

- предполагается, что реактор заглушен;
- температура топлива $300\text{ }^{\circ}\text{C}$ однородна по активной зоне и используется как начальное условие;
- температура графита $T_0(r)$ равна её значениям на мощности и используется как начальное условие для дальнейшего расчета;
- давление в КМПЦ 7 МПа и через заданное время начинает линейно снижаться с заданной скоростью до заданной величины (обычно атмосферного). Время и скорость (скорость аварийного сброса давления, согласно технологическому регламенту) задаются как исходные данные. В соответствии с величиной давления изменяется температура насыщения теплоносителя;
- если требуется учесть дополнительную подачу воды в КМПЦ (от САОР или деаэраторов), то задается дополнительный объем воды, благодаря чему увеличивается время до выхода уровня теплоносителя на верхний срез активной зоны, соответственно, начало обезвоживания активной зоны и разогрева реактора сдвигается во времени на определенный интервал.

Далее следует пошаговый расчет обезвоженного реактора.

1. На каждом шаге определяются поля температур топлива и графита $T_T(\vec{r},t)$ и $T_{Гр}(\vec{r},t)$. При расчете данных трехмерных полей в качестве граничных условий выступают температуры металлоконструкций (схем «Е», «ОР», «КЖ»).

Эти температуры изменяются во времени из-за нагрева, и данные изменения учитываются, что и показано на блок-схеме (см. рисунок 2.2.1).

2. После определения полей температур оценивается, достигли ли температуры величин, при которых возможно плавление, например, стальных деталей поглотителей ($1450\text{ }^{\circ}\text{C}$ - температура плавления стали) или циркониевых деталей ТВС ($1850\text{ }^{\circ}\text{C}$ - температура плавления циркония). Если такие температуры в данной пространственной точке достигнуты, то следуют соответствующие изменения конфигурации в окрестности этой точки. Например, пэлы КРО обрываются и уходят под активную зону, или тепловыделяющая сборка (ТВС) обрывается, и топливо в данном канале смещается вниз.

3. Рассчитывается скорость генерации водорода в пароциркониевой реакции. Этот расчет выполняется в специальном блоке ПС. Используется корреляционная зависимость Бейкера-Джаста, в которую передается температура циркония в каждой пространственной ноде. Эта температура считается совпадающей с температурой топлива $T_T(\vec{r}, t)$. При этом контролируется наличие в рассматриваемой ноде пара и циркония (если пара или циркония нет, то нет и генерации водорода).

4. С учетом текущих температурных полей $T_T(\vec{r}, t)$ и $T_{гр}(\vec{r}, t)$ и изменений в конфигурации топлива и поглотителей рассчитывается подкритичность реактора. Кроме текущей подкритичности при указанных температурах рассчитывается также подкритичность, которая может быть получена в текущей конфигурации активной зоны при снижении температур $T_T(\vec{r}, t)$ и $T_{гр}(\vec{r}, t)$. Это нужно, чтобы понять, не будет ли получена повторная критичность при охлаждении реактора с данной конфигурацией. Рассчитывается также нейтронное поле, формируемое в подкритическом реакторе источниками нейтронов спонтанного деления. Это поле позволит понять, как будут изменяться показания нейтронных датчиков, если они будут использоваться для контроля хода аварии.

5. Полученное поле температур топлива $T_T(\vec{r}, t)$ используется в специальном блоке программы для оценки выхода РВ из топлива. При достижении некоторой граничной температуры (обычно 700 °С) считается, что твэл в данной точке активной зоны разгерметизировался, и все накопленные под оболочкой при предшествующей работе реактора РВ выходят в объем контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ). При дальнейшем нагреве топлива начинают выходить в КМПЦ РВ, накопленные в диоксиде урана.

6. Соединение на блок-схеме (рис. 2.2.1) блоков (2) и (6) означает следующее. При разрушении ТВС часть топлива начинает проникать внутрь схемы «ОР», ускоряя ее нагрев.

Расчет заканчивается, когда время $t_{\text{расч}}$ превышает заданное время $t_{\text{зад}}$.

2.3 Описание расчетных моделей

2.3.1 Расчет температур в активной зоне

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* модернизирована и доработана совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Используется предположение о возможности замены реальной ячейки с каналом конечного размера ячейкой, состоящей из графита с бесконечно тонким каналом по центру, что имеет аналогию с гетерогенным подходом расчета полей нейтронов с использованием уравнений Галанина-Фейнберга [94]. Тогда перенос тепла в графитовой кладке описывается как в системе квадратных графитовых ячеек.

Предположение, что цирконий оболочек твэлов и топливо имеют одинаковую температуру справедливо исключительно для сухого канала. Для условий нормальной эксплуатации данное предположение не актуально, разница температур между топливом и оболочкой твэла может достигать существенной величины, 400÷500 °С.

Для описания распределения температуры графита за основу взято уравнение теплопроводности, которое решается в трехмерной полномасштабной геометрии с учетом:

- теплообмена излучением между топливом и графитом;
- перетечек тепла между ячейками реактора;
- утечки тепла за пределы реактора.

В модели *STEPAN-T* теплообмен между топливом и графитом моделируется как излучением, так и теплопередачей через газ в зазорах. Однако, как показало моделирование, теплопередачей через газ можно пренебречь в силу малости оказанного влияния на теплообмен в целом.

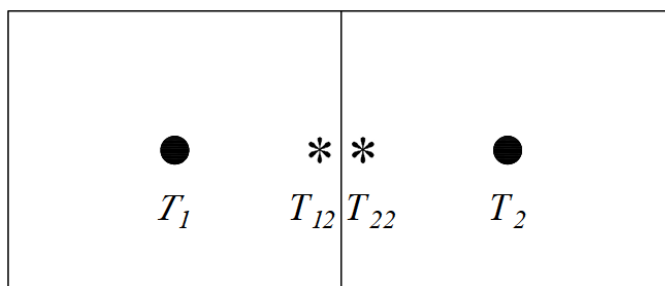
Уравнение теплопроводности решается нодальным методом. При этом каждая расчетная нода (нода представляет собой часть расчетной ячейки заданной высоты - 50 см) характеризуется одной средней температурой графита. Полученное уравнение для баланса тепла в ноде выглядит следующим образом:

$$C_m \frac{dT_{ijk}}{dt} = a_1^{ijk} T_{i-1,jk} + a_2^{ijk} T_{i,j-1,k} + a_3^{ijk} T_{i+1,jk} + a_4^{ijk} T_{i,j+1,k} + a_5^{ijk} T_{ij,k-1} + a_6^{ijk} T_{ij,k+1} - d_{ijk} T_{ijk} + q_{ijk}, \quad (2.3.1)$$

где $a_1 - a_4$ - коэффициенты связи между ячейками в плоскости x - y ; a_5, a_6 - аналогичные коэффициенты связи по оси z ; ijk - номера расчетных нод по осям x, y и z соответственно; C_m - удельная теплоемкость графита (теплоемкость на единицу массы); d_{ijk} - диагональный член; q_{ijk} - источник тепла в ноде.

Уравнение (2.3.1) по времени дискретизируется с помощью неявной схемы. Получаемая система алгебраических уравнений решается итерациями на каждом временном шаге. В качестве граничных условий используются заданные температуры конструкций, окружающих графитовую кладку, теплообмен с которыми предполагается происходящим за счет теплопроводности и излучения.

Коэффициенты связи между нодами $a_1 \dots a_6$ вычисляются так, как иллюстрируется на рисунке 2.3.1.



**Рисунок 2.3.1 - T_1 и T_2 – температуры в центрах нод 1 и 2;
 T_{12} и T_{22} – температуры на соответствующих границах**

Тепловая мощность через границу записывается в виде:

$$q = \alpha_{12}(T_{12} - T_{22}) = \alpha_{12}(T_1\beta_1 - T_2\beta_2),$$

$$\alpha_{12} = \varepsilon\sigma S(T_{12}^2 + T_{22}^2)(T_{12} + T_{22}), \quad (2.3.2)$$

где σ - постоянная Стефана-Больцмана; S - площадь грани; β_1 и β_2 - отношения температур на границе и в центре ноды; ε - приведенная степень черноты (принимается равной: 0,7 [95, 96]).

Эти отношения в начале итерационного процесса принимаются равными единице. Далее, в процессе итераций, величины β_1 и β_2 периодически пересчитываются. Для их пересчета в каждой ноде по каждому из двух направлений (x , y) решаются вспомогательные одномерные (двухнодовые) задачи. В этих задачах рассматриваются данная и соседняя ноды, как иллюстрирует рис.2.3.2.

В аксиальном направлении (z), учитывая плотный контакт блоков, используется конечно-разностное представление перетечек тепла только за счет теплопроводности как в сплошном графите.

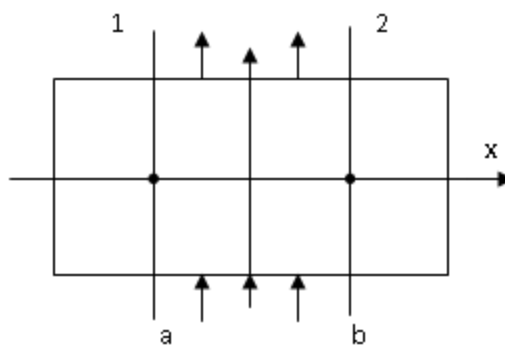


Рисунок 2.3.2 - Решается одномерная стационарная задача переноса тепла вдоль оси X на интервале между точками a и b. Стрелками сверху и снизу показана утечка тепла в направлениях, перпендикулярных X

В одномерной задаче решается стационарное уравнение теплопроводности

$$\lambda \frac{d^2 T}{dx^2} + q = 0, \quad (2.3.3)$$

с граничными условиями $T(x=a) = T_1$, $T(x=b) = T_2$.

В источник q включается утечка тепла в перпендикулярных направлениях (для x это y и z). Утечка вычисляется по полученному на предыдущих итерациях крупносеточному трехмерному распределению температуры. На границе между нодами 1 и 2 вводится теплообмен излучением.

Данный подход эквивалентен мелкосеточному конечно-разностному расчету, в котором каждая нода подразделяется на большое количество (100÷400 в плане x - y) более мелких нод. Благодаря данному подходу удается избежать решения задачи теплопроводности в объеме реактора очень большой размерности.

Уравнение (2.3.3) решается конечно-разностным методом на достаточно мелкой сетке и позволяет получить приближенный ход температуры от центра одной ноды с температурой T_1 до центра другой ноды с температурой T_2 . В том числе получают температуры на границах графитового блока слева и справа от зазора между блоками. Из данных этого решения вычисляются β_1 и β_2 .

Подобный подход используется в задачах расчета полей нейтронов (где решаются диффузионные уравнения) нодальными методами.

Поскольку в зазорах между блоками теплообмен протекает преимущественно за счет излучения, а температура в центре и по краям может иметь довольно существенную разницу, вводятся коэффициенты β_1 и β_2 .

В каждой ноде вычисляются β_1 , β_2 , β_3 и β_4 . Где β_1 относится к левой границе, β_2 – к верхней границе, β_3 – к правой границе, β_4 – к нижней границе (в плоскости x - y).

Таким образом для коэффициентов $a_1 \dots a_4$ получаются следующие выражения:

$$a_i = E \cdot (T_i^2 + T_0^2) \cdot (T_i + T_0) + \alpha_z, \text{ при } i=1 \dots 4 \quad (2.3.4)$$

где T_i – температуры на границе ячейки i между ячейками 0 и i , К; T_0 – температура на границе ячейки 0, К; α_z – коэффициент теплопередачи через зазор за счет теплопроводности гелий-азотной смеси; $\alpha_z = \lambda_{\text{HN}}/S$; λ_{HN} – коэффициент теплопроводности; S – ширина зазора; $E = \frac{5,67 \cdot 10^{-8} \cdot a \cdot h \cdot \varepsilon}{V}$; $5,67 \cdot 10^{-8} \text{ Вт} \cdot \text{м}^{-2} \cdot \text{К}^{-1}$ – постоянная Стефана-Больцмана; a – размер блока, 25 см; h – высота ноды, 50 см; ε – приведенная степень черноты; V – объем ноды, см; $V = a^2 \cdot h$.

Коэффициенты a_5 и a_6 для аксиального направления рассчитываются по соотношению:

$$a_5 = a_6 = \frac{\lambda}{h^2} \cdot V, \quad (2.3.5)$$

где λ – коэффициент теплопроводности графита.

Данные расчетные соотношения применяются для всех расчетных ячеек в активной зоне за исключением крайних и нижних нод. В этих нодах предполагается теплообмен излучением со стальными плитами верхней и нижней защиты, и коэффициенты a_5 и a_6 вычисляются по формуле (2.3.4) с заменой $a \cdot h$ на $a \cdot a$ в формуле (2.3.5), где T_i теперь температура верхней и нижней плиты, относящейся к данной графитовой колонне, соответственно.

Диагональные элементы d_{ijk} содержат коэффициенты $a_1 \dots a_6$ ¹, а также член, ответственный за теплоотдачу излучением от топлива к графиту:

$$d_{ijk} = \sum_{n=1}^6 a_n^{ijk} + \alpha_R^{ijk},$$

$$\alpha_R^{ijk} = E \left(T_{ijk}^F{}^2 + T_{ijk}^2 \right) \left(T_{ijk}^F + T_{ijk} \right), \quad (2.3.6)$$

$$E = \sigma \frac{S_{кан}}{V_{нода}} \cdot \varepsilon,$$

где $S_{кан}$ - площадь наружной поверхности канала внутри ноды; $V_{нода}$ - объем ноды ($V_{нода} = S_{гр.блока} \cdot H_{выс}$; $S_{гр.блока}$ - площадь торцевой поверхности; $H_{выс}$ - шаг по высоте); T^F - средняя температура топлива в ноде; T - температура графита в ноде; ε - приведенная степень черноты; σ - постоянная Стефана-Больцмана.

Таким образом, в рассматриваемой модели предполагается, что имеет место прямое взаимодействие (в основном посредством излучения) между топливом и графитом. Поскольку топливный канал в *STEPAN-T* рассматривается в точечном приближении, циркониевые оболочки твэлов и труба канала в модели явно не описываются. Температура циркония предполагается равной температуре топлива. При расчетах теплоемкости циркониевых элементов (оболочек твэлов и канальной трубы) и топлива определяются в соответствии с массовым балансом.

Источник тепла в ноде предполагается состоящим из двух частей:

$$q_{ijk} = q_{ijk}^Y + q_{ijk}^R, \quad (2.3.7)$$

где q_{ijk}^Y - источник тепла в графите за счет γ излучения осколков деления топлива; q_{ijk}^R - источник тепла за счет теплового излучения топлива.

Тепло составляющей q_{ijk}^R выделяется на внутренней границе графитового блока (в отверстии под канал), однако в настоящей модели

¹ $a_1 \dots a_6$ - не тождественны коэффициентам в формуле (2.3.1) именно из-за введения β , определяющих температуру на границе через температуры в центре.

предполагается равномерно распределенным по объему блока, как и от составляющей q_{ijk}^Y .

Составляющая q_{ijk}^R по определению отлична от нуля только в тех нодах, где содержится топливо. Величина q_{ijk}^Y определяется в соответствии с исходной мощностью ноды и зависимостью остаточного энерговыделения от времени.

Энерговыделение в топливе составляет 90%, а в графите остановленного реактора с учетом нормировки исходной мощности канала на среднюю по реактору принимается равным 10% остаточного энерговыделения ячейки с ТВС, которое является функцией выгорания топлива. Т.е. если полное энерговыделение в данной ноде:

$$q_n = q_n(B, W_0, T),$$

где B – выгорание топлива в данной ноде; W_0 – исходное (на мощности) энерговыделение; T – время от начала аварии;

то берем:

$$q_N^{\text{топлива}} = 0,9 \cdot q_N,$$

$$q_N^{\text{графита}} = 0,1 \cdot q_N.$$

Обоснование такого допущения следует из расчетов спада остаточного энерговыделения в графите по аттестованной программе для ЭВМ *CHAIN* [88, 89].

Параллельно с температурой графита в данной задаче должна определяться температура топлива. В каждой расчетной ноде температура топлива характеризуется одной средней величиной, определяемой из уравнения:

$$C_F \frac{dT_{ijk}^F}{dt} = q_{ijk}^F - \alpha_R^{ijk} \left(T_{ijk}^F - T_{ijk} \right), \quad (2.3.8)$$

где α_R^{ijk} дается формулой (2.3.6) и определяет теплоотдачу излучением к графиту; q_{ijk}^F - мощность источников тепла в топливе за счет остаточного

энерговыведения; C_F – удельная теплоемкость (на 1 ноду) топлива, включающая и теплоемкость циркония.

Уравнение (2.3.8) решается совместно с уравнением (2.3.1) для графита. Для решения используется неявная схема, однако, меньший временной шаг. Если для уравнения (2.3.1) используется большой шаг в 1÷30 минут, то в уравнении (2.3.8) шаг равен одной секунде. При решении (2.3.8) предполагается, что температура графита на протяжении “большого шага” изменяется линейно от значения в начале до значения в конце шага. Поскольку значение в конце шага неизвестно, то организуется итерационная процедура. Совместно с пересчетом перетечек тепла между графитовыми блоками (по соотношениям (2.3.2)) пересчитывается также и температура топлива в нодах с учетом вновь полученной температуры графита в конце шага.

Температура графита в ячейках СУЗ и ДП определяется из решения уравнения (2.3.1). Отличие этих ячеек от рабочих в том, что они в модели рассматриваются как пустые.

Температуры СУЗ и ДП принимаются равными температуре графита в данной ячейке. Основания для такого приближения:

- температуры в сухой ячейке выравниваются;
- теплоемкость графита в ячейке значительно превышает теплоемкость самих изделий.

2.3.2 Расчет температур конструкций, окружающих реактор

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* модернизирована и доработана совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Расположение окружающих конструкций по отношению к графитовой кладке показано на рисунке 2.3.3.

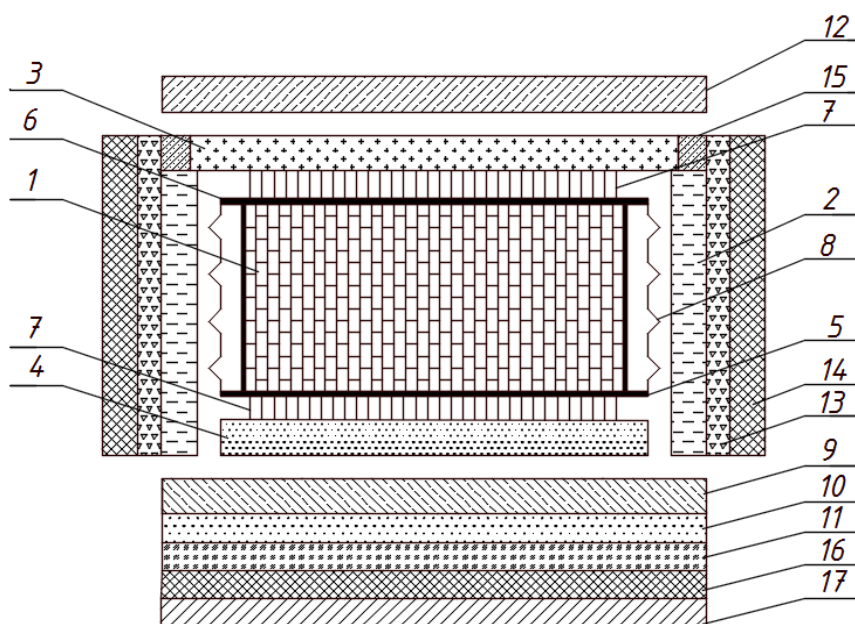


Рисунок 2.3.3 - Схема реактора

1 – графитовая кладка; 2 – бак водяной биологической защиты (схема Л); 3 – верхняя биологическая защита (схема Е); 4 – нижняя плита (схема ОР); 5 – блоки нижней защиты; 6 – блоки верхней защиты; 7 – тракты технологических каналов; 8 – кожух реактора (схема КЖ); 9 – зона НВК, включая «крест»; 10 – парораспределительный коридор; 11 – бассейн барботер; 12 – зона ПВК, включая плитный настил; 13 – песок; 14 – боковая; биологическая защита – бетон (2м); 15 – схема Д; 16 – бетон (2м); 17 – грунт (2м)

Горизонтальный разрез, показывающий эти конструкции, дан на рисунке 2.3.4.

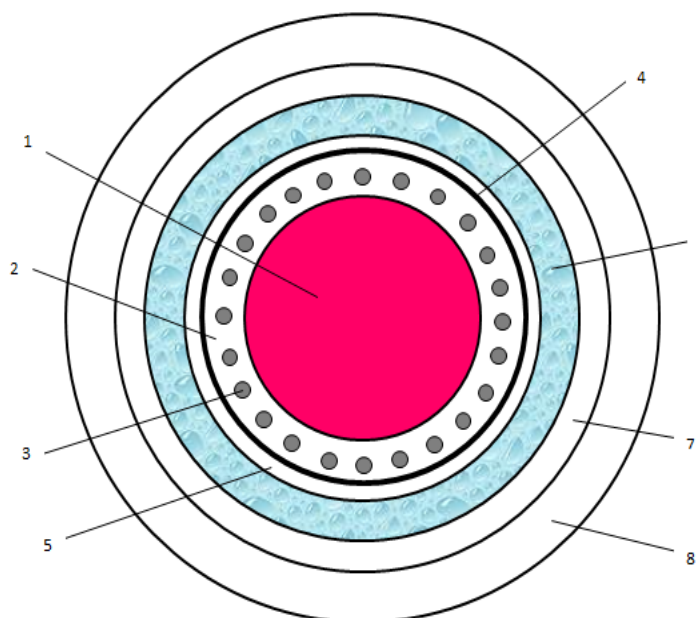


Рисунок 2.3.4 - Боковые конструкции реактора (горизонтальный разрез)

1 – активная зона; 2 – боковой отражатель; 3 – каналы охлаждения отражателя; 4 – кожух реактора; 5 – воздушный зазор между кожухом и баками схемы «Л»; 6 – водяные баки схемы «Л»; 7 – песчаная засыпка между внешней стенкой схемы «Л» и бетонной защитой; 8 – бетонная биологическая защита

Расчет температур в активной зоне и отражателях ведется в трехмерной (x, y, z) геометрии в соответствии с геометрией ячеек активной зоны. Эта же геометрия используется и для расчета распределения температур в схеме «Е» и схеме «ОР». Граничным условием для этого расчета является температура кожуха (для графитовой кладки) и температуры внешних цилиндрических поверхностей схем «Е» и «ОР».

В данной модели предполагается, что указанное выше граничное условие имеет аксиальную и не имеет азимутальной зависимости. Соответственно расчет температур боковых конструкций от кожуха реактора и далее до внешней границы биологической защиты ведется в 2-х мерной геометрии.

При этом рассматривается многослойный цилиндр с внутренней поверхностью, проходящей через боковую поверхность схемы «Е», кожух реактора, боковую поверхность схемы «ОР». Расчет температур радиальных металлоконструкций – схем «КЖ», «Л» и «Д», а также температур песчаной засыпки и бетона ведется в r - z геометрии, в конечно-разностном приближении. Описываемые элементы, окружающие активную зону, представлены в модели *STEPAN-T* как многослойный цилиндр для которого устанавливаются следующие граничные условия: с левого края – температура внешней поверхности графитовой кладки, температуры боковых поверхностей схем «ОР» и «Е», с правого края и сверху – температура соответствующих технологических помещений, снизу – температура подреакторных помещений.

Высота цилиндра 1425 см. На каждом уровне высоты определяется тепловой поток, поступающий из активной зоны и схем «Е» и «ОР» (Q_k), а также осредненная по азимуту температура на границе (T_k).

Коэффициент теплопередачи в k -й расчетной ноде определяется:

$$\alpha_k = \frac{Q_k}{T_k - T_k^B}, \quad (2.3.9)$$

где T_k^B - температура внутренней поверхности цилиндра.

В формуле (2.3.9) фактически интегрируются две модели: трехмерная модель графитовой кладки (в x, y, z геометрии) и двумерная модель кожуха, схемы «Л» и т.д. (в $r-z$ геометрии).

Для сохранения баланса тепла приходится так определять α_k в формуле (2.3.9) через известные Q_k и температуры.

Таким образом, удастся связать эти две отдельные модели (графитовая кладка и окружающие цилиндрические конструкции), а α_k это просто вспомогательный параметр для осуществления связи.

Необходимо заметить, что схема «Е» конструктивно установлена на схему «Л», вследствие чего диаметр ее внешней обечайки и диаметр внутренней обечайки схемы «Д» больше, чем диаметр внутренней обечайки схемы «Л». Это обстоятельство в расчетной модели не учитывается, что оправдывается относительно малой ролью схемы «Е» в рассматриваемом процессе.

При расчете температур в схеме «Е» и следующих за ней в аксиальном направлении зоны ПВК и плитного настила вычисления ведутся в трехмерной (x, y, z) геометрии, в конечно-разностном приближении. Обсуждаемые элементы реактора в модели *STEPAN-T* представляют собой многослойный цилиндр, для которого граничными условиями служат снизу – температура графитовой кладки, сверху – температура в центральном зале, по бокам – температура внутренней поверхности схемы «Д» и температура окружающих помещений. Шаг сетки по высоте при расчете температур данных металлоконструкций – 0,1 м.

Необходимо заметить, что у энергоблоков первой и последующих очередей (вторая и третья очередь) имеются некоторые конструктивные отличия, в частности, на энергоблоках второй и третьей очередей (за исключением 3 и 4 энергоблоков ЛАЭС) ниже подреакторного помещения расположены парораспределительный коридор и бассейн-барботер. Для энергоблоков первой очереди расчет температур схемы «ОР» и нижележащих зоны НВК, бетона и затем грунта ведется также в трехмерной (x, y, z)

геометрии, в конечно-разностном приближении. Уравнение теплопроводности в модели *STEPAN-T* решается для многослойного цилиндра, состоящего из схемы «ОР», зоны НВК, бетона и грунта. Граничным условием сверху служит температура графитовой кладки, а по бокам – температура подреакторных помещений. Шаг сетки по высоте при расчете температур данных металлоконструкций – 0,1 м. Для энергоблоков второй и третьей очередей, как упоминалось ранее, ниже подреакторного помещения располагается парораспределительный коридор. Парораспределительный коридор представляет собой помещение с установленными в нем поверхностными теплообменниками, в полу, кроме конденсационных устройств, смонтированы трубы для отвода конденсата под уровень воды на нижний этаж ББ. ББ предназначен для приема и конденсации пара при авариях с разрывом трубопроводов циркуляционного контура. С точки зрения консервативной оценки течения аварии имеет смысл рассматривать конструкцию энергоблоков именно первых очередей в силу отсутствия парораспределительного коридора и бассейна-барботера.

Стенки баков схемы «Л» и схемы «Д» вначале нагревают воду в баках, затем вода будет испаряться. После опускания уровня воды ниже k -й расчетной ноды теплообмен между внутренней и наружной стенками осуществляется теплопроводностью и излучением.

На нагрев кожуха реактора влияет наличие каналов охлаждения отражателя (КОО). Поэтому в 3-х мерную модель расчета температур в реакторе добавлен блок, описывающий 156 ячеек КОО.

Для этих ячеек рассматривается канал в виде трубки Фильда, первоначально заполненный водой. (Предполагается, что при обезвоживании контура СУЗ на первых минутах аварии с полным обесточиванием вода в трубках Фильда остается). После нагрева воды до 100°C начинается ее испарение. При опускании уровня воды ниже ноды с номером k в этой ноде теплообмен между трубами канала осуществляется излучением и теплопроводностью через воздушные зазоры.

На рисунке 2.3.5 показана рассчитываемая ячейка с каналом охлаждения отражателя.

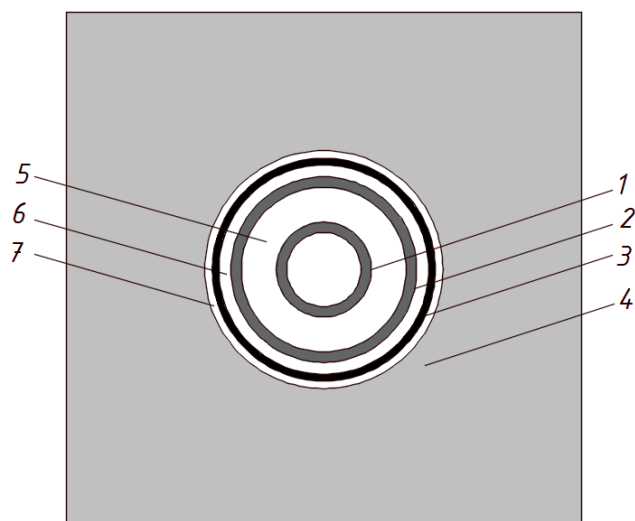


Рисунок 2.3.5 - Схема ячейки с каналом охлаждения отражателя

**1 – внутренняя труба; 2 – наружная труба; 3 – штанга;
4 – графитовый блок; 5,6,7 – зазоры**

Расчет канала охлаждения ведется в каждой аксиальной ноде в одномерном приближении с граничным условием заданной температуры графита. Теплообмен между графитовым блоком и наружной трубой осуществляется теплопроводностью через зазор и излучением.

В уравнениях, описывающих поле температур графита, в ячейках КОО появится член, соответствующий стоку тепла из графита в КОО.

2.3.3 Учет изменения конфигурации топлива и поглотителей в активной зоне при разогреве

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* модернизирована и доработана совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Предполагаемые изменения конфигурации при разогреве являются следующими.

1. При достижении температуры 660 °С плавятся алюминиевые детали стержней СУЗ. В результате следует ожидать обрыва и падения вниз под реактор гильз стержней КРО (стальные пэлы сохраняют свое положение), стержней УСП, оболочек стержней АЗ (втулки карбида бора останутся в

активной зоне из-за конструкции нижней части канала АЗ, препятствующей выпадению втулок). Плавление алюминиевых деталей стержней АЗ вызовет проседание столба поглощающих втулок вниз примерно на 0,5 м, где столб упирается в нижнюю конструкцию канала, препятствующую дальнейшему движению втулки вниз. Эффект реактивности от смещения втулок по расчету составляет порядка $+0,5\beta$. Поскольку исследования данного процесса показали малые изменения реактивности, было принято решение не учитывать данный эффект. В модели *STEPAN-T* предполагается, что стержни АЗ останутся в активной зоне до момента достижения в данном канале температуры 2000 °С, затем моделируется их уход «штатным образом» (задается глубина погружения равная нулю).

После достижения температуры плавления алюминия, а.з. покидают гильзы стержней КРО. Для учета данного эффекта в библиотеке двухгрупповых сечений программы *STEPAN-3* предусмотрена опция, выдающая сечения ячейки с КРО без алюминиевых гильз. Также предусмотрено два варианта для пэлов КРО без алюминиевых гильз:

- пэлы КРО остались в канале и расположены на штатном расстоянии друг от друга;
- пэлы из-за отсутствия позиционирования (без гильзы) собираются внутри канала в плотный пучок, уменьшая, таким образом, поглощающую способность КРО.

2. При достижении температуры 1450 °С следует ожидать плавление пэлов КРО и их ухода под активную зону, а также плавления и ухода ДП. Уход пэлов КРО моделируется «штатным образом» и не требует каких-либо дополнений - задается глубина погружения, равная нулю. Относительно ДП, при достижении критической температуры предполагается, что поглотитель вместе с центральным стержнем и оболочкой покидает активную зону, а данному каналу присваивается соответствующий тип, интерпретируемый как технологический канал без ТВС.

Вопрос преждевременного (до момента достижения «критических» температур из-за нагрева стальных лент приводов и их последующего обрыва) ухода стержней КРО рассматривался достаточно подробно [97]. Согласно экспериментам, проведенным в НИКИЭТ, было установлено, что эти ленты при собственной нагрузке могут обрываться при нагреве до температуры около 900 °С. Расчеты, однако, показывают, что из-за аксиальной зависимости энерговыделения и температур уровень 900 °С в верхней части активной зоны достигается позже, чем уровень 1450 °С в центральной части активной зоны. Аксиальное распределение температур в канале на момент начала плавления стальных конструкций а.з. представлено на рисунке 2.3.6.

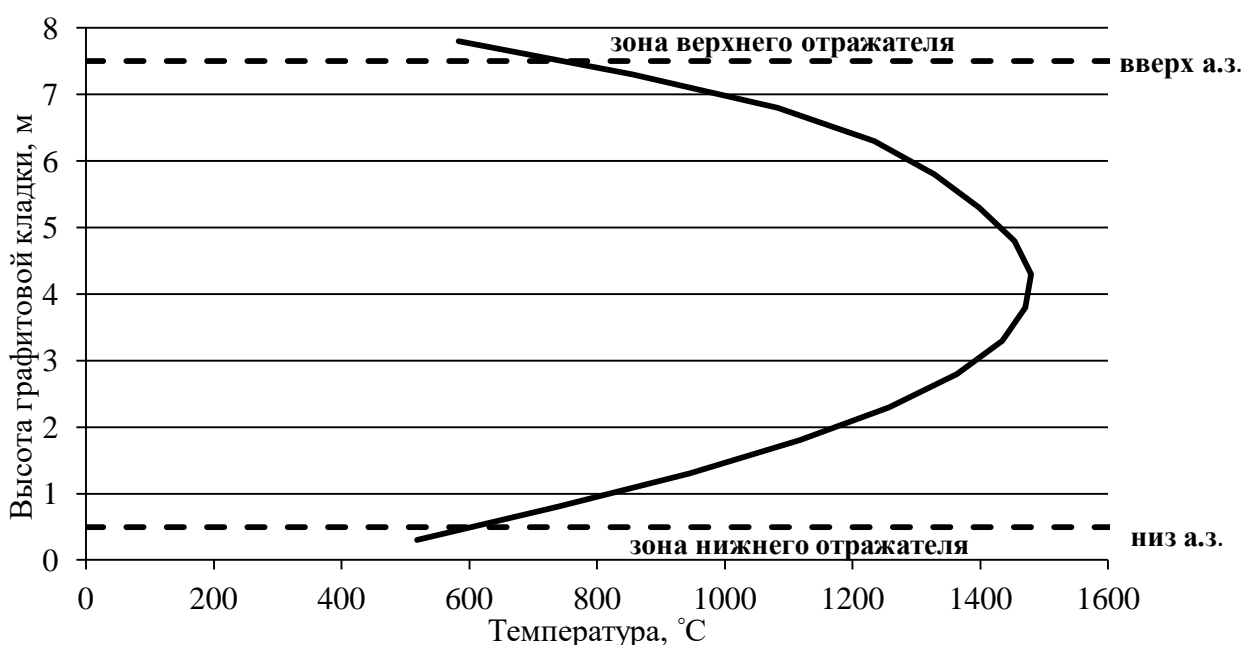


Рисунок 2.3.6 - Аксиальное распределение температур в канале на момент начала плавления стальных конструкций в а.з.

3. В момент времени, когда температура достигает «критической» величины – 1850 °С, начинается плавление циркониевых элементов канала. Температура при этом не растет, а выделяемая энергия затрачивается на процесс плавления циркония в рассматриваемой ноде. Как известно, содержание циркония на канал составляет 83 кг. Активная зона поделена на 14 расчетных ячеек, нод, соответственно на 1 ноду приходится 5,93 кг циркония. Следовательно, зная удельную теплоту плавления циркония при данном

давлении, мы можем определить необходимое количество теплоты для расплавления массы циркония, находящегося в рассматриваемой ноде.

После расплавления циркония и разрушения ТВС топливо будет смещаться в нижнюю часть каналов. При этом в расчетной модели происходит скачкообразный переход к геометрии «топливного столба», который в нижней части упирается в сужение канала. Соответственно, при переходе от кластерной геометрии к геометрии «топливного столба» изменяется теплоемкость системы. Как только температура вырастет до 1450 °С, столб начнет плавить стальную трубу и нагрев прекратится, произойдет перемещение «топливного столба» вниз. Также необходимо отметить, что в процессе движения «топливного столба» вниз считается необходимая доля энергии для плавления стального канала. Это иллюстрируется на рисунке 2.3.7.

Математическая модель для расчета полей температур топлива и графита использует предположение, что в каждой ячейке реальный канал с топливом заменяется линейным источником тепла. После трансформации 7-ми метровой ТВС в топливный столб высотой около 3,5 м от низа мощность источников тепла в нижней части увеличивается вдвое, а в верхней части равна нулю. Теплоемкость смеси топлива и циркония на единицу высоты в нижней части соответственно увеличивается. Других теплофизических параметров данная модель не требует. Напомним, что основным механизмом теплообмена между топливом и графитом в нашем случае является теплообмен излучением.

Все перечисленные изменения происходят в различных каналах в различное время. В зоне плато это произойдет раньше, на периферии позже или вообще может не иметь места.

В модели *STEPAN-T* предполагается, что топливо и цирконий, переходя к геометрии «топливного столба», находятся в твердом состоянии. Материальный состав «топливных столбов» принимается тем же, что и в случае кластерной геометрии, однако в данном варианте весь цирконий и диоксид урана равномерно распределен по высоте топливного столба и гомогенизирован по объему канала в каждой расчетной ячейке. При этом

энерговыведение и выгорание принимается средним по высоте топливного столба и равным средним параметрам для соответствующей ТВС, из которой столб образовался.

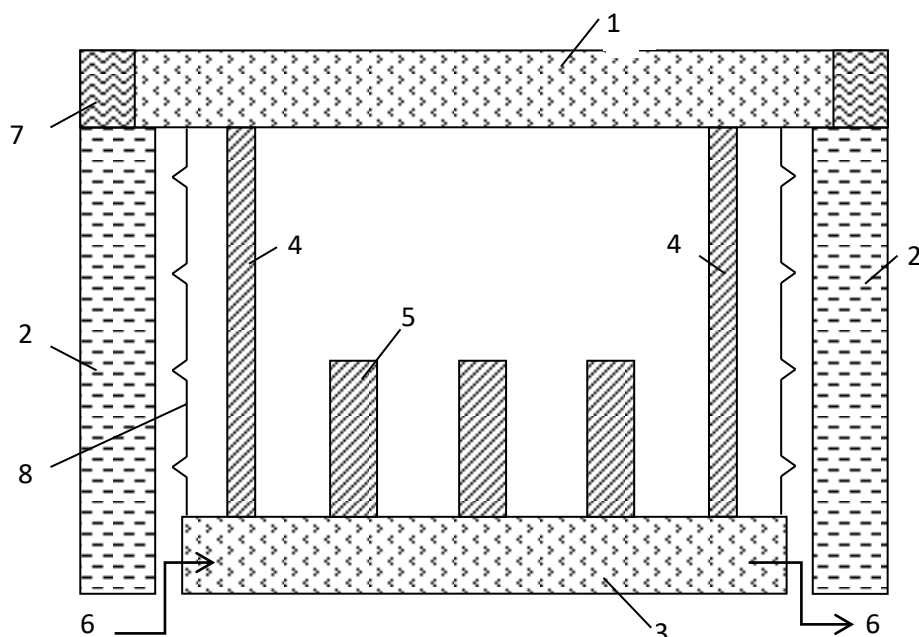


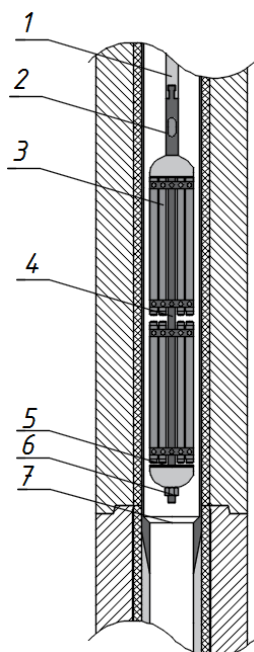
Рисунок 2.3.7 - Схематическое изображение расположения топлива, возникающего после ~50 час с момента аварии без восстановления охлаждения активной зоны

1 – схема «Е», 2 – схема «Л», 3 – схема «ОР», 4 – топливо в виде ТВС на периферии активной зоны, 5 – «топливные столбы» в центральной области активной зоны, 6 – охлаждение схемы «ОР» изнутри, 7 – схема «Д», 8 – схема «КЖ»

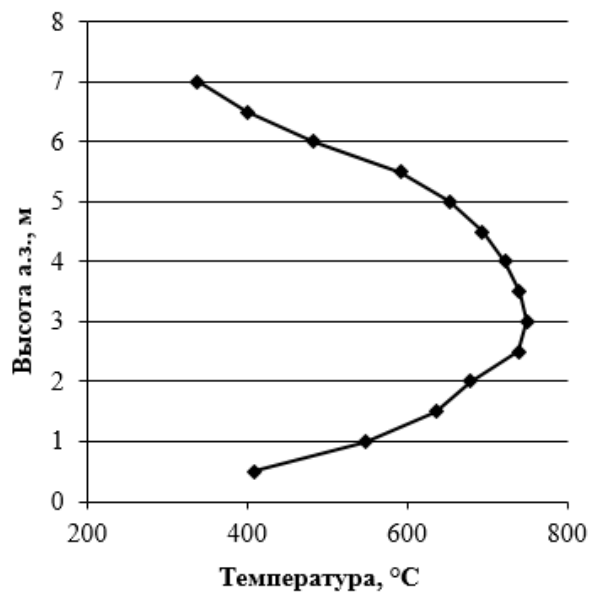
Это расположение остается неизменным, если налажено охлаждение схемы «ОР» сверху или изнутри. Без такого охлаждения представляется неизбежным движение топлива внутрь схемы «ОР» и ее проплавление (см. ниже).

Обсудим несколько подробнее вопрос о разрушении ТВС, о том как топливо будет перемещаться после разрушения и, в частности, возможно ли попадание фрагментов топлива в нижние водяные коммуникации и их проникновение в подреакторное помещение.

На рисунке 2.3.8 представлен эскиз технологического канала с ТВС в нем, а также характерный аксиальный профиль температуры в канале на момент 2,5 час, активная зона к этому моменту уже обезвожена.



(а)



(б)

**Рисунок 2.3.8 – ТВС в технологическом канале (а)
и характерный аксиальный профиль температуры (б)**

**1 – подвеска; 2 – штанга; 3 – ТВЭЛ; 4 – каркасный стержень и несущая труба;
5 – хвостовик; 6 – прижимная гайка; 7 – сужение в месте переходника сталь-цирконий**

Согласно проведенным экспериментальным исследованиям, а также выполненным расчетам приблизительно при 700-750 °С произойдет обрыв каркасного стержня и несущей трубы 4 (на рисунке 2.3.8 показаны единой деталью), соответственно нижний пучок ТВЭЛОВ, а вслед за ним и верхний пучок, уйдут до первого сужения канала в районе переходника сталь-цирконий 7, на менее чем 0,5 м от первоначального положения. Проведенные оценочные расчеты, однако, показали, что влияние данного инцидента на величину подкритичности достаточно мало. При перемещении всех ТВС в место сужения канала подкритичность вырастет не более чем на $0,1 \cdot \beta_{эф}$.

После обрыва центрального стержня оба пучка ТВЭЛОВ упрутся хвостовиком 5 в переходник 7, высыпание таблеток из двуокиси урана произойдет только после разрушения топливных оболочек из циркония. На рисунке 2.3.9 показан технологический канал с ТВС после разрушения каркасного стержня.

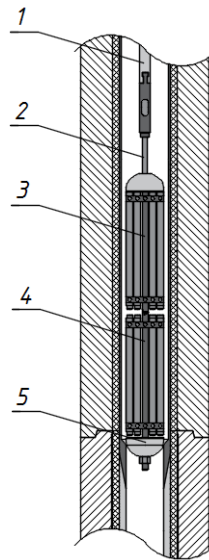
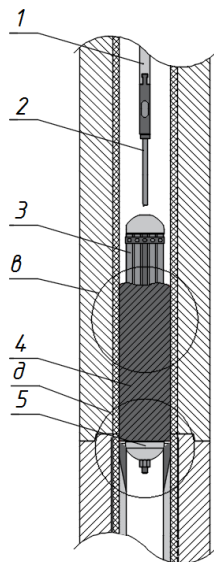
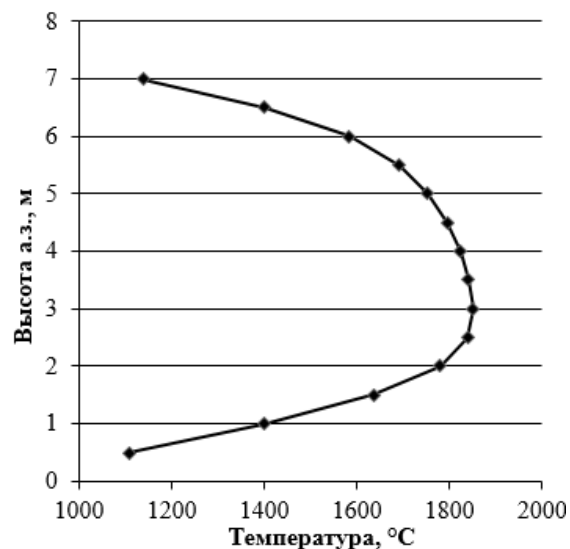


Рисунок 2.3.9 – ТВС в технологическом канале при обрыве каркасного стержня

Топливо в таком состоянии будет находиться вплоть до разрушения циркониевых элементов ТВС (концевых заглушек, оболочек твэлов и тд). При аварии на мощности плавление циркониевых элементов ТВС происходит примерно через 40 час после начала аварии. На рисунке 2.3.10 (а) приводится эскиз технологического канала после разрушения циркониевых элементов а.з., а на рисунке (б) аксиальное распределение температур в канале на 40 час от начала аварии.



(а)



(б)

Рисунок 2.3.10 – ТВС в технологическом канале (а) и аксиальный профиль температуры в момент разрушения циркониевых элементов канала (б)

1 – подвеска; 2 – каркасный стержень; 3 – аварийная ТВС;
4 – топливный столб; 5 – сужение в месте переходника сталь-цирконий

Из рисунка 2.3.10 (б) видно, что критическая температура для циркониевых элементов будет достигнута в сечении ближе к центру ТВС, на рисунке 2.3.10 (а) данная область показана под буквой «в», в нижней части температура находится на уровне 1300 °С в районе переходника сталь-цирконий, на рисунке 2.3.10 (а) показана под буквой «д».

В области «в» происходит активное плавление аварийной ТВС 3, а точнее верхнего пучка твэлов, расплав вместе с остатками нижнего пучка образуют топливный столб. Часть диоксида урана может быть растворена жидким цирконием в области «в».

В области «д» температура достигает 1450 °С и прекращает расти, так как тепло идет на плавление стальной части канала. Необходимо также отметить то, что в результате разрушения ТВС проникновение твэлов или отдельных таблеток из двуоксида урана в НВК маловероятно. На рисунке 2.3.11 показан хвостовик ТВС РБМК-1000.

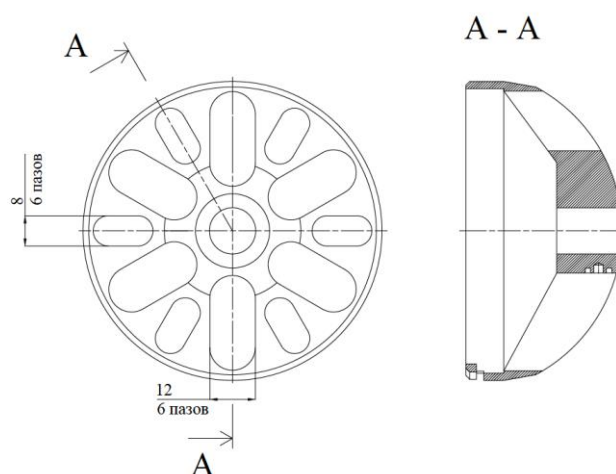


Рисунок 2.3.11 - Хвостовик ТВС

Наружный диаметр твэла составляет 13,53 мм, а ширина отверстий в хвостовике для подачи теплоносителя – 12 мм, что исключает попадание твэлов за хвостовик, это демонстрирует рисунок 2.3.12. На рисунке 2.3.12 показано расположение твэлов в ТВС, и как их габаритные размеры соотносятся с диаметрами отверстий в хвостовике.

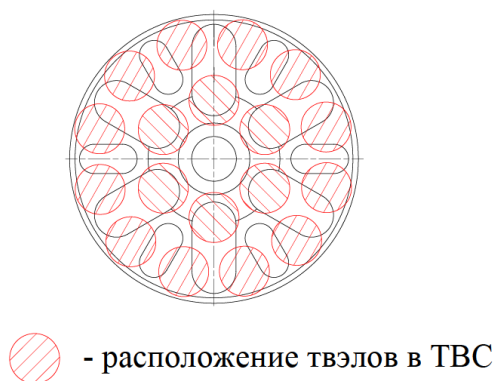


Рисунок 2.3.12 - Хвостовик ТВС с местами расположения твэлов в кассете

После разрушения твэла и выпадения таблеток UO_2 их проникновение за хвостовик также ожидать не стоит. Наружный диаметр таблеток из двуокиси урана составляет – 11,48 мм, а высота 12-18 мм, что тоже исключает, с большой вероятностью, их проникновение за хвостовик.

Как отмечалось выше, без охлаждения представляется неизбежным движение топлива внутрь схемы «ОР» и ее проплавление. Далее обсудим этот вопрос немного подробнее.

После расплавления стальной части в месте переходника сталь-цирконий (рисунок 2.3.10) топливный столб продолжит своё движение вплоть до следующего сужения канала в районе стакана, как это показано на рисунке 2.3.13.

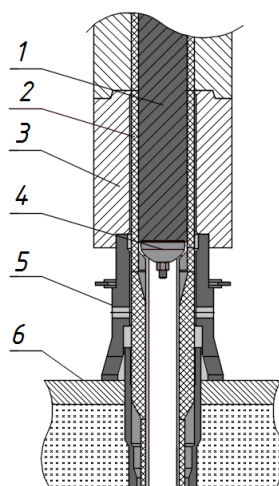


Рисунок 2.3.13 – Продвижение топливного столба в место второго сужения канала в районе стакана

1 – топливный столб; 2 – графитовые втулки; 3 – опорная плита; 4 – место сужения в районе стакана; 5 – стакан; 6 – верхняя решетка схемы «ОР»

После плавления стальной части (в рассматриваемой ноде) столб опускается вниз (на одну ноду внутрь схемы «ОР»), как показано на рисунке 2.3.14. Следует заметить, что из-за необходимости расплавить сталь с температурой плавления ~ 1450 °С температура нижнего торца столба не сможет подняться выше 1450 °С. После опускания этот торец попадает в область еще меньшей температуры, вследствие чего несущественно остывает. Затем греется дальше до 1450 °С и плавит следующий участок и т.д. Т.е. нижний торец столба будет всегда в твердом состоянии. Вверху же может быть и расплав. Частично проникая в нижнюю часть столба, он будет застывать.

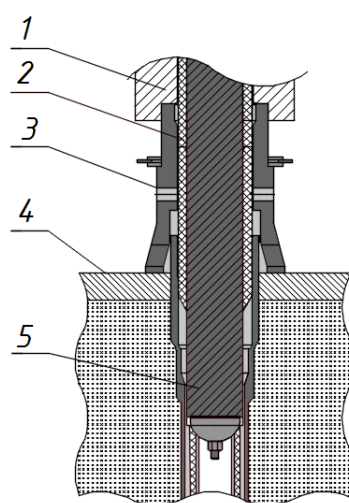


Рисунок 2.3.14 – Продвижение топливного столба в схему «ОР»

**1 – опорная плита; 2 – графитовые втулки; 3 – стакан; 4 – верхняя решетка
схемы «ОР»; 5 – топливный столб**

Одно из первых упоминаний о топливных столбах было сделано в работе [98], где производилась оценка эффективности мер по ослаблению последствий аварии на ЧАЭС. В частности, в данной работе говорится, что при разрушении твэлов и расплавлении циркония (как труб, так и оболочек твэлов) происходит осыпание диспергированного топлива в нижнюю часть кладки с образованием столбов из двуокиси урана.

Также в подтверждение сценария, заложенного в программе для ЭВМ *STEPAN-T*, можно привести данные, полученные при послеаварийном обследовании 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС, представленные в разделе

2.3.8. В данном разделе показано, что один из квадрантов схемы «ОР» (Юго-восточный) проплавлен, и через него топливосодержащие массы проникли в подреакторное помещение. Также необходимо заметить, что вследствие ударной нагрузки в момент взрыва (схема «ОР» просела на 4 м вниз) и проплавления квадранта, а также воздействия высоких температур на металлоконструкцию, схема «ОР» не была разрушена. Т.е. схема «ОР» была именно проплавлена топливосодержащими массами (ТСМ) с последующим их перемещением на бетонную поверхность подреакторных помещений.

2.3.4 Расчет генерации водорода

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* модернизирована и доработана совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

В задаче определения генерации водорода необходимо рассмотреть и сам процесс выпаривания теплоносителя, т.е. промежуток времени, называемый 1-й (начальной) фазой аварии.

Используется предположение, что 1-я фаза аварии может быть поделена на две части.

В первой части, начинающейся после заглушения реактора, выпаривается теплоноситель до момента осушения барабан - сепараторов. Предполагается, что до этого момента в КМПЦ имеет место циркуляция теплоносителя и активная зона заполнена водой или пароводяной смесью.

В первой части температура топлива быстро, а температура графита медленно снижаются, стремясь к температуре теплоносителя. Предполагается, что в течение первой части начинается снижение давления в КМПЦ. Ниже мы будем обсуждать только сценарий со снижением давления, так как известно, что в отсутствие снижения реактор вскоре (примерно через 4 - 5 часов с начала аварии) будет разрушен из-за множественного разрыва канальных труб и до генерации водорода дело не дойдет.

Вторая часть начинается после момента осушения барабан – сепараторов. В этот момент предполагается, что циркуляция прекращается. Начинается выпаривание оставшейся воды с синхронным снижением ее уровня во всех

каналах активной зоны и опускных трубах. Уровень достигает верха активной зоны и движется вниз, после чего топливо начинает оголяться и разогреваться. Именно в этот момент начинается генерация водорода за счет ПЦР.

Канал реактора РБМК выполнен из сплава циркония. Содержание циркония на канал составляет 83 кг. Активная зона поделена на 14 расчетных ячеек, нод, соответственно на 1 ноду приходится 5,93 кг циркония, в *STEPAN-T* имеется данное ограничение по массе циркония. Расчет производится в предположении, что пар, проходящий по активной зоне, в первую очередь реагирует (по закону Бейкера-Джаста) в нижних нодах канала. В программе для ЭВМ *STEPAN-T* также есть соответствующее ограничение по количеству сгенерированного пара.

В модели расчет температур в системе с водой выполняется по следующей схеме.

Температуры топлива и графита выше уровня теплоносителя рассчитываются так, как описано в разделе 2.3.1 для «сухой» системы.

Ниже уровня теплоносителя вводятся стоки тепла из топлива и графита в воду:

$$Q = \alpha_B S_B (T - T_{H_2O}), \quad (2.3.11)$$

где Q – количество тепла, подводимое к воде в единицу времени; α_B – коэффициент теплопередачи; S_B – площадь поверхности, контактирующая с водой; T – температура топлива или графита; T_{H_2O} – температура воды.

В модели *STEPAN-T* топливо в каждом канале в каждой аксиальной ноде (их 14-ть) описывается одной точкой и одной средней температурой. В обезвоженной ячейке температура по твэлу и другим элементам ячейки (труба канала, графит) выравниваются. При наличии в каналах воды данного эффекта, конечно, не наблюдается.

Чтобы описать стадию выпаривания теплоносителя в рамках нашей модели используем уравнение (2.3.11), где α_B не коэффициент теплоотдачи от стенки твэла к воде, а коэффициент теплопередачи от топлива к воде.

Значение α_B в формуле (2.3.11) берется из таблицы 2.3.2 или может быть задано в исходных данных. Величина данного коэффициента выбиралась из условия получения реалистичного времени обезвоживания активной зоны за счет выпаривания при номинальном давлении.

Начальное значение коэффициента теплопередачи α_B определяется из того же уравнения (2.3.11) с привлечением данных других расчетов, например, по *RELAP5*, в которых известны как поток тепла, так и средняя температура топлива и температура теплоносителя.

Коэффициент теплопередачи от топлива к воде определялся следующим образом:

$$\alpha_B = \frac{Q}{S_{\text{ТВЭЛ}} \cdot (T - T_{H2O})},$$

где Q – средняя мощность ТВС, 2 МВт; T – средняя температура топлива, 650 °С; T_{H2O} – температура теплоносителя, 280 °С; $S_{\text{ТВЭЛ}}$ – площадь поверхности всех ТВЭЛОВ в ТВС, 5,4 м².

Подставляя значения, приведенные выше, получаем:

$$\alpha_B = \frac{2000 \cdot 10^3}{5,4 \cdot 370} = 1 \cdot 10^3 \frac{\text{Вт}}{\text{м}^2 \cdot \text{К}},$$

1) Приведенные данные (2 МВт, 650 °С, 280 °С) нужны лишь для предварительной оценки α_B по приведенной формуле.

2) Полученная с их помощью величина α_B затем используется в уравнении (2.3.11), и проверяется время выпаривания воды в активной зоне порядка 1 часа (результат проверки оказывается приемлемым).

3) Относительно кризиса теплообмена при теплоотдаче к стоячей воде можно заметить следующее. После остановки мощность остаточного энерговыделения (через 1 час) около 20 кВт на канал, т.е. тепловой поток $Q/S \approx 4$ кВт/м². В статье [99], где обсуждается схожая задача (внутрикорпусное удержание расплава в ВВЭР), авторы приводят соотношения для расчета критического теплового потока. Для возникновения кризиса (согласно этому соотношению) требуется тепловой поток порядка 1000 кВт/м². Т.е. в нашем

случае кризис не ожидается. Поэтому обходимся постоянным α_B , определенным как показано выше.

Вода предполагается находящейся на линии насыщения. Ее температура задается как функция давления в КМПЦ.

Аналогичные стоки тепла задаются также для над- и подреакторных конструкций (ПВК, Схема «Е», Схема «ОР», НВК).

Соотношение (2.3.11) включается в диагональные члены уравнений для температуры графита и в уравнения для температуры топлива (2.3.1 и 2.3.8).

Расчет с учетом теплоотдачи к воде организуется следующим образом.

Задаем массу воды, которую нужно испарить для выхода уровня воды на верхний срез активной зоны (граничное значение). В процессе моделирования на каждом временном шаге определяется количество испаряемой воды:

$$\Delta M = Q/r, \quad (2.3.12)$$

где Q – подведенное от топлива, графита и конструкций тепло, r – удельная теплота испарения.

В момент, когда сумма ΔM по шагам превысит граничное значение, предполагается, что уровень достиг верхнего среза графитовой кладки. Затем он начинает двигаться вниз в соответствии с соотношением:

$$\frac{dz}{dt} = \frac{Q}{r \rho S}, \quad (2.3.13)$$

где ρ – плотность воды; S – суммарное проходное сечение каналов активной зоны и опускных труб; z – отсчитывается вниз от верхней границы графитовой кладки.

При расчете со сбросом давления в КМПЦ к величине Q (в формулах 2.3.12, 2.3.13) добавляется тепло, выделяющееся из воды за счет снижения давления. Это добавочное тепло на каждом шаге по времени определяется как разность энтальпий воды при давлениях в начале и конце шага.

Если текущее положение уровня z_0 , то выше z_0 величины α_B «заноуляются».

При этом теплоотдачей к пару пренебрегаем, что будет несколько завышать температуры в обезвоженной части активной зоны.

Используемые в этой части модели параметры приведены в таблице 2.3.1.

Таблица 2.3.1 – Величины параметров, необходимых для определения теплоотдачи к воде

№	Параметр	Величина	Размерность
1	Коэффициент теплопередачи от топлива к воде	$1 \cdot 10^3$	Вт/(м ² К)
2	Площадь поверхности топлива, контактирующая с водой в расчете на одну аксиальную ноду (50 см)	0,38	м ²
3	Коэффициент теплопередачи от графита к воде	$0,6 \cdot 10^3$	Вт/(м ² К)
4	Площадь поверхности канала, контактирующая с водой в расчете на одну аксиальную ноду	0,14	м ²
5	Коэффициент теплопередачи от схемы «ОР» («Е») к воде	9	Вт/(м ² К)
6	Площадь поверхности теплообмена схемы «ОР» с водой в расчете на одну колонну	0,76	м ²
7	Суммарное проходное сечение каналов активной зоны и опускных труб	7	м ²

В данной расчетной модели используются средние по объему ноды температуры топлива и графита. Поэтому в уравнениях возникают именно коэффициенты теплопередачи, соответствующие этим средним температурам.

Для определения скорости генерации водорода используется формула закона Бейкера – Джаста, связывающая квадрат массы прореагировавшего циркония с константой скорости реакции и временем [100]:

$$M_{Zr}^2 = k \cdot t, \quad (2.3.14)$$

$$k = A e^{-(E/RT)},$$

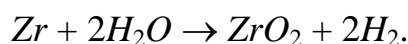
где k – константа скорости реакции; M_{Zr}^2 – квадрат массы прореагировавшего циркония в расчете на единицу площади поверхности циркония; A – предэкспоненциальный множитель; E – энергия активации; R – универсальная газовая постоянная; T – абсолютная температура циркония.

Параметры A и E определяются из экспериментов. Обзор их возможных значений дан в работе [87].

В расчетах используются значения $A = 2,7 \cdot 10^{14}$ и $E = 166,7$ (размерности A – $\text{мг}^2/(\text{м}^4 \cdot \text{с})$; E – Дж/моль), которые, согласно [87], применяются в программе *SCDAP/RELAP* (версия 1 для анализа тяжелых аварий).

Из (2.3.14) следует, что скорость изменения квадрата массы прореагировавшего циркония просто равна k – константе скорости реакции. Из нее легко может быть получена и скорость изменения массы $\frac{dM_{Zr}}{dt}$.

В соответствии с уравнением паро-циркониевой реакции:



Скорость генерации водорода:

$$\frac{dM_{\text{H}_2}}{dt} = \frac{4}{91} \cdot \frac{dM_{\text{Zr}}}{dt}.$$

Скорость потребления воды в реакции:

$$\frac{dM_{\text{H}_2\text{O}}}{dt} = 0,4 \cdot \frac{dM_{\text{Zr}}}{dt}.$$

В расчетной модели скорости генерации рассчитываются в каждой ноде трехмерной системы (1661 x 14 нод). Предполагается, что пароциркониевая реакция в данной ноде начинается после того, как температура оболочки твэла в данной ноде превысит порог в 500 °С.

Расчеты показывают, что после сброса давления в КМПЦ уровень воды уходит под схему «ОР». Остающаяся в НВК вода может некоторое время

испаряться, обеспечивая небольшой расход пара во всех каналах. Пар, входящий в часть канала, находящуюся в активной зоне, реагирует в первую очередь в нижних нодах канала. Далее движется один водород. Поэтому значительная часть нод, несмотря на высокую температуру циркония, в пароциркониевой реакции не участвует.

Полученные в каждой ноде величины суммируются для получения величин в целом на реактор.

По мере роста температур ПЦР может протекать, помимо оболочек твэлов, также на канальной трубе. В модели это учитывается увеличением площади циркония, контактирующей с паром.

Пароциркониевая реакция идет с выделением тепла. В данной модели это тепло в каждой ноде рассчитывается через скорость реакции окисления циркония в предположении постоянной (не зависящей от температуры) величины выделяемой энергии, равной 7 МДж/кг циркония. Тепло выделяемое вследствие ПЦР учитывается в модели *STEPAN-T* путем добавления к источнику от остаточного энерговыделения. Нагрев металлоконструкций от ПЦР в данном случае оказывается косвенным. Т.е. за счет ПЦР греется активная зона, а, в свою очередь, тепло передается металлоконструкциям (это отражено на блок-схеме).

Также необходимо отметить, что проведенные оценки показали, что выделяемым при ПЦР теплом можно пренебречь (энерговыделение за счет ПЦР не превосходит 4% от полного энерговыделения).

Наиболее важным параметром, влияющим на скорость и интегральное количество генерируемого водорода, в нашем случае является скорость образования пара в НВК. Вода, оставшаяся после сброса давления в изогнутых частях НВК (“калачах”), при температуре насыщения может испаряться, получая тепло от НВК, которые, в свою очередь, подогреваются от схемы «ОР».

Очень быстро возникает ситуация, когда вся испарившаяся вода прореагирует с цирконием. Скорость ее испарения и будет определять скорость

генерации водорода. Поэтому для корректной количественной оценки генерации водорода необходима расчетная модель, в которой достаточно аккуратно описан теплообмен в подреакторных конструкциях:

- между схемой «ОР» и НВК;
- между НВК и бетонным основанием реактора, а также боковая утечка тепла от НВК к стенам подреакторного помещения.

В модели программы *STEPAN-T* данное описание осуществляется следующим образом. Зона НВК поделена на ноды в соответствии с числом ячеек в реакторе. Каждая из этих нод обменивается теплом за счет излучения и теплопроводности друг с другом, а также (в аксиальном направлении) с выше лежащей нодой, описывающей низ схемы «ОР», и ниже лежащей нодой, описывающей пол подреакторного помещения. Крайние по радиусу (боковые) ноды НВК предполагаются связанными теплообменом с окружающей конструкцией, имеющей постоянную температуру (100 °С). Эта конструкция моделирует стены подреакторного помещения.

Необходимо отметить, что по проведенной оценке скорость генерации радиолитического водорода при работе реактора РБМК-1000 на мощности составила 1 кг/час.

Соответственно на заглушенном реакторе можно ожидать величины этой генерации порядка 0,01 кг/час. Скорость генерации в пароциркониевой реакции находится на уровне 3-20 кг/час. Т.е. вкладом радиолитической генерации можно пренебречь.

В заключение данного раздела обсудим образование водорода вследствие парографитовой реакции. Окисление графита паром происходит после того, как при соответствующей температуре трубы канала разгерметизируются, и в них образуются свищи.

При температурах около 1000 °С возможна разгерметизация канальной трубы, в соответствии с максимальными проектными пределами, и, теоретически, определенная доля пара может попасть в объем РП. С целью получения консервативной оценки массы генерируемого водорода в

парографитовой реакции был рассмотрен сценарий с охлаждением схемы «ОР», изложенный ниже.

При температурах, превышающих 700 К, водяной пар начинает заметно реагировать с элементарным углеродом:



В ходе реакции (2.3.15) образуются два взрывоопасных газа - угарный газ и водород. Для описания кинетики образования водорода при взаимодействии водяного пара с графитом кладки использовались данные из [101], в которых проводился анализ окисления графитового блока (3,3x3,3x55 мм) в атмосфере водяного пара.

В предположении, что реакция взаимодействия паров воды с графитом происходит только на поверхности, можно записать рекуррентное уравнение баланса для изменения количества продуктов реакции в системе [101]. Разобьем временной промежуток процесса окисления на i -интервалов каждый длительностью Δt , с.

Тогда для процесса окисления можно записать следующее соотношение:

$$v(H_2)_{i+1} = v(H_2)_i + K(H_2O)_i \cdot P(H_2O)_i \cdot S \cdot \Delta t,$$

где $v(H_2)_i$, $v(H_2)_{i+1}$ – количество молей водорода в РП в момент времени t_i , t_{i+1} соответственно;

$K(H_2O)_i$ – константа скорости взаимодействия водяных паров с графитом, моль/(м²·с·Па);

$P(H_2O)_i$ - давление водяных паров в момент времени t_i , Па.

Константа $K(H_2O)_i$ имеет аррениусовскую зависимость и может быть представлена как [101]:

$$K(H_2O)_i = 0,057 \cdot \exp\left(-\frac{135000}{R \cdot T_{\text{граф.}}}\right),$$

предэкспонента (0,057, моль/(м²·с·Па)) и энергия активации (135000, Дж/моль) были получены экспериментально.

Давление водяных паров может быть представлено из уравнения идеального газа:

$$P(\text{H}_2\text{O})_i = \frac{G_{\text{пар.}i}}{V_{\text{РП}} \mu_{\text{H}_2\text{O}}} R \cdot T_{\text{пар.}}$$

где $V_{\text{РП}}$ – объем РП занятого газом, м³;

$\mu_{\text{H}_2\text{O}}$ – молярная масса водяного пара, кг/моль;

$T_{\text{пар.}}$ – температура водяного пара, К (в расчетах принималось значение 373 К).

Расход пара $G_{\text{пар.}i}$ определялся из расчета его генерации при охлаждении верхней плиты схемы «ОР»:

$$G_{\text{пар.}i} = \frac{W}{r} dt_i,$$

где W – тепловая мощность, отводимая от схемы «ОР» при кипении воды, Вт (за основной вариант была взята величина 2 МВт, полученная по оценкам);

r - удельная теплота парообразования (для воды 2260 кДж/кг).

Рассматривался следующий сценарий аварии. В начальный момент времени происходит обесточивание энергоблока. Через 1,5 часа начинается снижение давления в КМПЦ. Далее, в КМПЦ подается вода от ГБ САОР и из деаэраторов, что позволяет начать разогрев. В этот момент восстанавливается охлаждение КОСУЗ. Изменение температуры трубы канала и графита канала средней мощности приведено на рисунке 2.3.15.

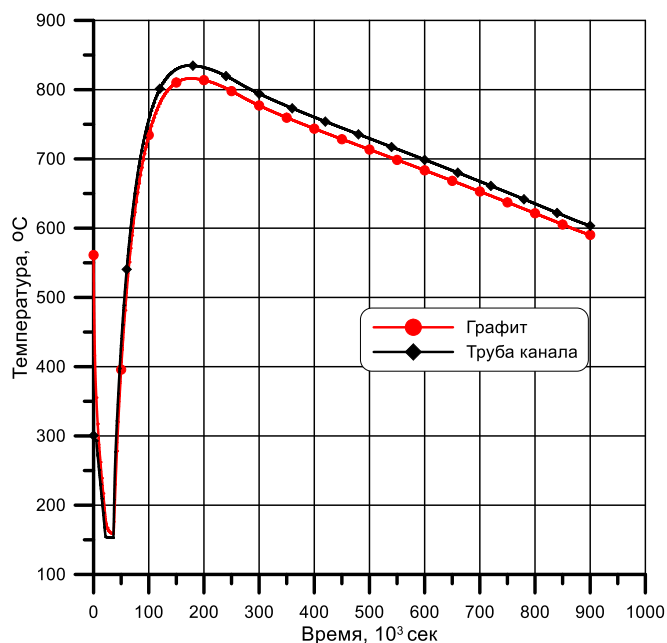


Рисунок 2.3.15 – Изменение температуры трубы канала и графита для канала средней мощности

Представленные выше кривые разогрева активной зоны (рисунок 2.3.15) в ходе аварии использовались при моделировании реакций образования водорода при поступлении пара в РП.

Выделение водорода при взаимодействии разогретых элементов активной зоны с водяным паром зависит не только от скорости реакции, но и от площади поверхности, на которой происходит реакция.

Существующая стальная мембрана между верхней плитой схемы «ОР» и блоками нижней биологической защиты является препятствием свободного распространения пара внутри РП. Более того, распределение пара внутри газового пространства активной зоны должно быть неоднородным по высоте, приводя к его избытку в нижней, и недостатку в верхней частях активной зоны. Еще одной особенностью протекания аварии является температурная неравномерность по радиусу активной зоны. Зона плато имеет температуру графита существенно выше, чем зона бокового отражателя, уровень которой далек от порога активной парографитовой реакции (~700 °C).

Поэтому в качестве консервативной оценки при моделировании были использованы следующие предположения:

- пар распределяется по газовому пространству активной зоны равномерно;

- считается, что 1661 ТК имеют температуру трубы канала средней мощности (см. рисунок 2.3.17);
- в качестве основного варианта расчета будем предполагать, что все 2488 колон графитовой кладки имеют температуру, равную средней (см. рисунок 2.3.15);
- также для основного варианта предположим, что взаимодействие пара с графитом осуществляется как с внешней, так и внутренней стороны графитового блока с учетом внешней поверхности КТК;
- вода к схеме «ОР» начинает подаваться на момент начала повторного разогрева активной зоны после исчерпания воды ГБ САОР и деаэраторов;
- энергия, идущая на нагрев подаваемой воды до кипения в расчете не учитывается.

Результат моделирования представлен на рисунке 2.3.16.

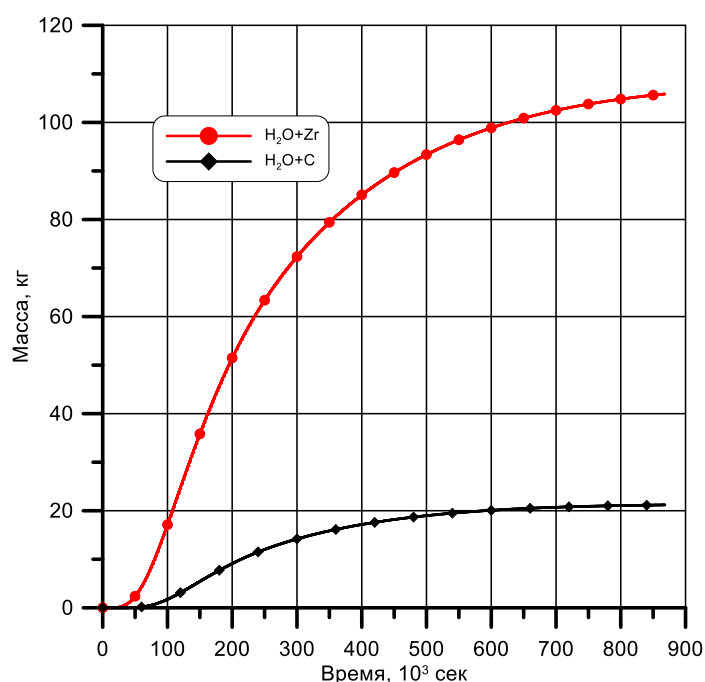


Рисунок 2.3.16 – Генерация водорода при охлаждении схемы «ОР» путем подачи воды в РП на верхнюю плиту

Из рисунка 2.3.16 видно, что вклад пароциркониевой реакции в генерацию водорода в разы выше вклада парографитовой реакции. Но также необходимо заметить, что в реальных условиях вклад от парографитовой реакции можно ожидать еще меньший, чем в рассматриваемом случае.

Из-за наличия диафрагмы между нижней стальной плитой биологической защиты и верхней плитой схемы «ОР», участвующей в перераспределении газа в РП в режиме нормальной эксплуатации реактора, достаточно трудно спрогнозировать реальное распределения пара в газовой полости активной зоны при реализации охлаждения верхней плиты схемы «ОР» в аварийном режиме. Другими словами, трудно предугадать действительную площадь поверхности взаимодействия пара с графитом кладки активной зоны.

На рисунке 2.3.17 представлена зависимость генерации водорода от площади поверхности взаимодействия между паром и графитом кладки активной зоны в ходе реализации охлаждения верхней плиты схемы «ОР». Как видно, вариант, выбранный нами в качестве основного, дает наиболее консервативные значения по объему выделяющегося водорода. С учетом предположения, что активное протекание реакции происходит не по всей высоте активной зоны, реальные значения объемов генерируемого водорода за счет реакции водяного пара с графитом активной зоны, должны быть существенно ниже.

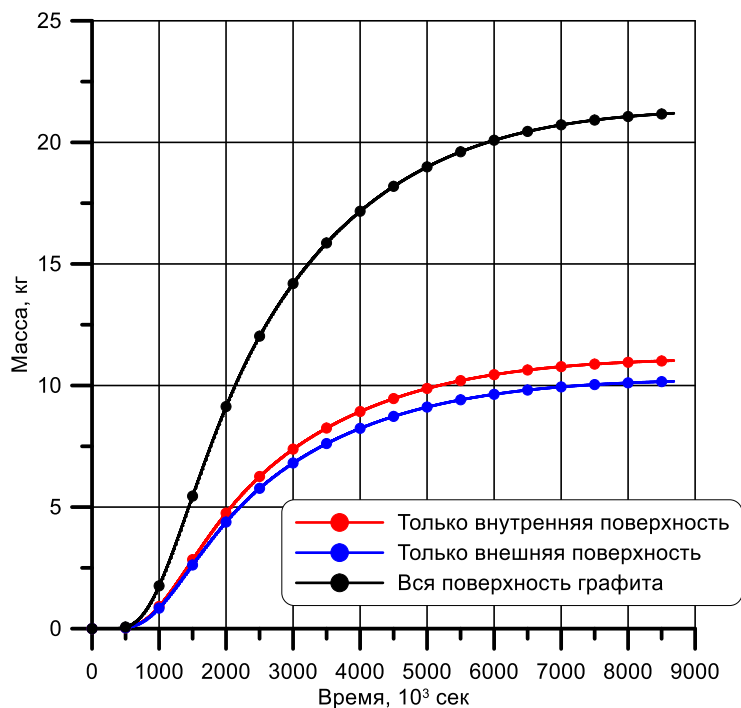
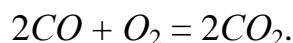


Рисунок 2.3.17 – Генерация водорода в зависимости от площади поверхности взаимодействия пара с графитом кладки активной зоны

Таким образом, расчеты показали, что парациркониевая реакция является основным источником генерации водорода. Парографитовая реакция добавляет к нему не более 20% в наиболее консервативном сценарии.

Кроме водорода в парографитовой реакции, согласно соотношению (2.3.15), генерируется также CO – угарный газ. Он также способен взрываться, если его концентрация в воздухе будет выше 12,5 %. Концентрация CO , соответствующая стехиометрической, равна 29,5% (количество воздуха 70,5%). При дальнейшем повышении концентрации CO выше стехиометрической, сила взрыва смесей будет уменьшаться в результате недостатка воздуха. При 75 % содержания угарного газа смесь теряет способность воспламениться.

Для угарного газа реакция горения записывается в виде:



Количественно вклад генерации CO во взрывоопасность на сегодня не ясен хотя бы по причине того, что не понятно сформируются ли в ходе аварии условия, достаточные для устойчивого горения CO , но представляется, что основная роль здесь принадлежит генерации водорода.

Необходимо также отметить, что в защиту вышеприведенного тезиса о главенствующей роли во взрывобезопасности водорода выступает следующее:

- удельная теплота сгорания водорода - 120 МДж/кг;
- удельная теплота сгорания угарного газа - 10,1 МДж/кг;

соответственно, с точки зрения влияния CO на взрывобезопасность, его вклад оказывается меньше, чем вклад от детонации водорода.

2.3.5 Расчет изменения подкритичности

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* модернизирована и доработана совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Расчет подкритичности выполняется с помощью аттестованной программы *STEPAN-3*, которая интегрирована в программу *STEPAN-T*. Температуры топлива и графита берутся на каждом временном шаге (в соответствии с блок-схемой на рисунке 2.2.1) из результатов работы температурного блока (1), а также из результатов работы блока (2),

определяющего изменение конфигурации топлива и поглотителей в процессе разогрева. Для учета ухода поглотителей из активной зоны в библиотеке двухгрупповых сечений программы *STEPAN-3* предусмотрена опция, выдающая сечения ячейки с КРО без алюминиевых гильз, чтобы описать состояние, когда температура достигла точки плавления алюминия 660 °С и гильза оборвалась. При этом пэлы КРО остались в канале и расположены на штатном расстоянии друг от друга. Предусмотрена также опция, в которой пэлы из-за отсутствия позиционирования (без гильзы) собираются внутри канала в плотный пучок, уменьшая, таким образом, поглощающую способность КРО.

Если температура достигает 1450 °С – точки плавления стали, то предполагается, что пэлы КРО уходят под активную зону. Аналогичное относится и к ДП. Этот уход поглотителей моделируется "штатным образом" и не требует каких-либо дополнений (для КРО, например, задается глубина погружения, равная нулю).

При достижении температуры 1850 °С – точки плавления циркония предполагается разрушение ТВС и смещение топлива в нижнюю часть канала. Сам процесс плавления и разрушения в программе не описывается. Вместо этого описания предполагается скачкообразный переход от "штатной" геометрии ТВС к геометрии, в которой топливо располагается в нижней части канала в виде "топливного столба". Топливный столб состоит из смеси диоксида урана с цирконием оболочек и канальной трубы. Топливный столб по боковой поверхности ограничен графитом, который, как известно, сохраняется в твердом состоянии до точки возгонки – 3500 °С.

Нижняя часть столба упирается в стальную трубу канала в месте сужения под нижним отражателем. При превышении температурой уровня 1450 °С разогретый столб начнет плавить трубу и опускаться вниз (цирконий плавится при 1850 °С, диоксид урана при 2800 °С).

Двухгрупповые сечения для геометрии топливного столба добавлены в библиотеку программы.

Относительно изменения подкритичности в процессе разрушения (который, как сказано выше, заменяется скачкообразным изменением геометрии) можно утверждать, что уменьшения подкритичности здесь не ожидается.

В *STEPAN-T* имеется возможность расчета подкритичности нескольких методических вариантов, позволяющих наиболее точно предсказать данную величину, а именно:

- в первом варианте в топливе остаются как продукты деления, так и эрбий;
- во втором варианте из топлива выходят все продукты деления, а эрбий остается;
- в третьем варианте из топлива выходят как продукты деления, так и эрбий.

2.3.6 Расчет подкритических нейтронных полей

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* модернизирована и доработана совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Помимо расчета подкритичности представляет интерес также расчет подкритических нейтронных полей, создаваемых за счет источника нейтронов спонтанного деления в топливе. По характеру изменения этих полей можно судить об изменении подкритичности реактора в ходе развития аварии. Для этого нужны нейтронные датчики, фиксирующие изменение потока нейтронов во времени, а описываемый расчет позволяет понять, как эти датчики разместить и что ожидать от их показаний.

Задача расчета подкритических нейтронных полей решается "штатными средствами" программы *STEPAN-3* параллельно с расчетами подкритичности.

2.3.7 Расчет выхода радиоактивных веществ из топлива

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* модернизирована и доработана совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

При разогреве обезвоженного реактора после достижения уровня температуры твэлов $700 \div 800$ °С предполагается разгерметизация твэлов и

выход в КМПЦ накопленных под оболочками радионуклидов (РН). При дальнейшем повышении температуры начинается дополнительный выход РН, теперь уже тех, которые содержатся в топливной матрице. При этом вначале выходят инертные радиоактивные газы (ИРГ) и летучие продукты деления – РН йода и цезия, а при больших температурах начинают выходить из топливной матрицы и нелетучие продукты деления.

Из объема КМПЦ РН могут через конденсаторы турбин (при открытых БРУ-К) попадать в окружающую среду. При разрушении канальных труб, которое представляется неизбежным после достижения температур около 1000 °С, открывается также другой путь для выхода РН – в объем реакторного пространства (РП), а из него в систему локализации аварий (СЛА). Из СЛА часть РН также может попадать в окружающую среду. При разрушении РП возможен выход РН в шахту реактора, из нее в центральный зал (ЦЗ), а оттуда также в окружающую среду.

Остановимся вначале на вопросе выхода РН из твэлов. Задача определения этого выхода решается специальным блоком программы *STEPAN-T*. В данном блоке с учетом пространственного распределения и временной зависимости температур определяются моменты разгерметизации твэлов. Предполагается, что после этого момента вся накопленная под оболочкой активность выходит в объем каналов, а при дальнейшем нагреве твэла выходят дополнительно РН, накопленные в топливной матрице.

Накопленная активность определена предварительно с помощью программы *CHAIN* [88, 89], включая и активность под оболочкой твэла, и представлена как функция выгорания топлива. С помощью программы *CHAIN* определены также скорости выхода РН из топливной матрицы в функции температуры топлива. Эти скорости используются в *STEPAN-T* для получения временной зависимости выхода РН.

2.3.8 Данные, полученные на аварийном 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* модернизирована и доработана совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

В программе *STEPAN-T*, помимо задачи описания разогрева обезвоженного реактора, решается также задача проплавления нижней опорной конструкции реактора – схемы «ОР». При этом используется приближенная модель, в которой предполагается, что разрушение этой конструкции происходит в результате ее проплавления разогретым до высоких температур топливом. Т.е. на определенной стадии развития аварии топливо начинает контактировать с верхней частью схемы «ОР», нагревает ее до температуры плавления, плавит эту часть, опускается на ее место, начинает нагревать лежащую ниже следующую часть и т.д. до полного проплавления конструкции толщиной в два метра и попадания топлива в подреакторное помещение. При этом игнорируется то, что на определенном этапе нагрева схема «ОР» может механически разрушиться из-за температурных напряжений (разрушится или нет – вопрос пока не ясный). Тогда топливо вместе с материалами схемы «ОР» просто провалится в подреакторное помещение раньше, чем предсказывает изложенная модель проплавления.

Для верификации описанной модели проплавления схемы «ОР», используемой в программе *STEPAN-T*, можно использовать данные, полученные при послеаварийном обследовании 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС, которые изложены в работах [102-104].

Кратко перечислим данные из указанных работ, относящихся именно к схеме «ОР».

1). Установлено, что схема «ОР» “просела” вниз на глубину около 4 м, смяв “крест”, на который она опиралась. Предполагается, что это произошло в момент взрыва, вызванного разгоном реактора и скачкообразного повышения давления в реакторном пространстве после массового разрыва каналов.

Интересно отметить, что при таком значительном силовом воздействии схема «ОР» не была разрушена.

2). Установлено, что один из квадрантов схемы «ОР» (Юго-восточный) отсутствует (проплавлен и через него топливосодержащие массы проникли в подреакторное помещение), тогда как три других целы и по результатам обследований можно заключить, что они не подвергались воздействию слишком высоких температур (см. рисунок 2.3.18).

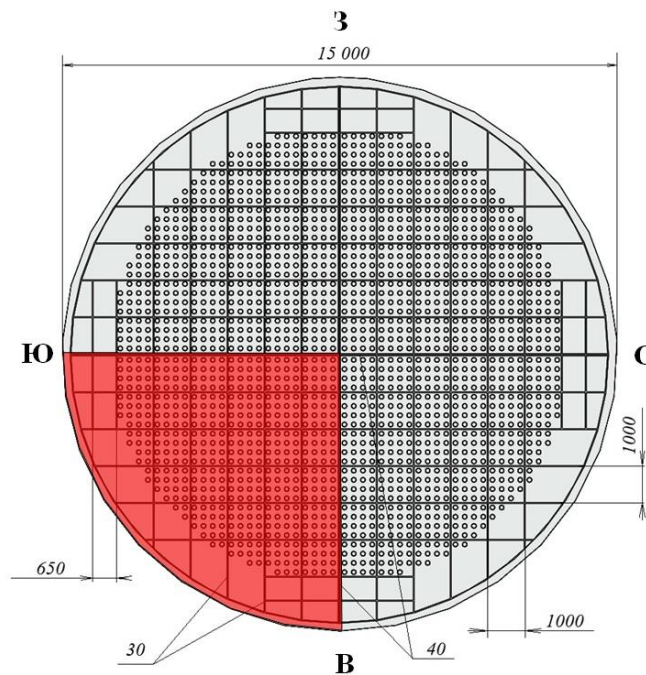


Рисунок 2.3.18 - Металлоконструкция схемы «ОР» (размеры в мм), красным цветом отмечен проплавленный квадрант

В работе [103] выдвигается предположение, что юго-восточный квадрант схемы «ОР» был прожжен в момент разгона реактора заброшенными в него частицами топлива.

В работе [102] выдвигается другое, на наш взгляд более реалистичное предположение, что этот квадрант был проплавлен уже после взрыва разогревающимся за счет остаточного энерговыделения топливом.

Возникает вопрос, почему был проплавлен только один квадрант? На наш взгляд реалистичным объяснением может быть следующее. В момент взрыва реактора активная зона была выброшена из шахты (этому есть доказательства, см. [103], а также [105]), а затем часть топлива и графита упала обратно в

шахту, и образовалась конфигурация, в которой топливо сосредоточилось в этом квадранте.

Подтверждением этому является то, что в составе ТСМ, проникших под реактор, по оценкам [102] содержится менее половины урана, входившего в загрузку реактора.

Стоит заметить, что и при описанном проплавлении схема «ОР» не развалилась. Три квадранта остались целы.

Таким образом, описанное явление локального “прожигания” схемы «ОР» может служить тестом для программы, претендующей на описание такого процесса “прожигания”.

С помощью программы *STEPAN-T* был рассмотрен вариант, в котором на полномасштабной загрузке реактора источники тепла остаточного энерговыделения действуют только в одном квадранте, а в остальных трех они полагаются равными нулю^{II}. Использовалось предаварийное состояние 4-го блока ЧАЭС.

Реактор 4-го энергоблока ЧАЭС “остановился” в результате разрушения активной зоны, вызванного разгоном. Данной “остановке” предшествовал хоть и кратковременный, но значительный всплеск нейтронной мощности. Возникает вопрос, мог ли этот всплеск повлиять на величину остаточного энерговыделения топлива после разрушения реактора.

Остаточное энерговыделение в реакторе обусловлено распадом нестабильных ядер – осколков и продуктов деления, а также тяжелых нуклидов, образующихся при захвате нейтронов и дальнейшей трансмутации. Непосредственно после останова величина остаточного энерговыделения определяется в основном распадом короткоживущих осколков и продуктов деления, т.е. находится в прямой зависимости от уровня мощности реактора перед останом. По мере их распада увеличивается влияние на величину

^{II} Используемая модель предполагает, что топливо и графит составляют регулярную структуру, имевшуюся перед разрушением. Это вряд ли соответствует действительности, так как сосредоточившиеся в юго-восточном квадранте после взрыва обломки активной зоны, скорее всего, представляли собой хаотично перемешанные топливо и графит. Поэтому расчеты, приводимые ниже, не претендуют на точные значения времен развития процесса проплавления схемы ОР. Задача расчетов – показать асимметрию в поведении температур по квадрантам.

остаточного энерговыделения накопленных в результате выгорания топлива средне и долгоживущих продуктов деления.

Для оценки влияния кратковременного всплеска мощности на величину остаточного энерговыделения были проведены сравнительные расчеты изменения остаточного энерговыделения в зависимости от времени после останова при трех режимах работы:

1 – мгновенный останов после длительной (630 сут.) работы на номинальной мощности;

2 – длительная работа на номинальной мощности, затем ступенчатое снижение мощности, затем мгновенный останов;

3 – длительная работа на номинальной мощности, затем ступенчатое снижение мощности, затем кратковременный всплеск мощности (10^4 от номинальной в течение 0,5 секунд), затем мгновенный останов.

Во втором и третьем вариантах ступенчатое снижение мощности после работы на номинальном уровне в течение 630 сут. происходило в следующем порядке:

- 21 час. на уровне мощности 0,5 от номинальной;
- 65 мин. на уровне мощности 0,24 от номинальной;
- 20 мин. на уровне мощности 0,005 от номинальной;
- 38 мин. на уровне мощности 0,07 от номинальной.

Расчеты выгорания топлива проводились по программам MCNP (спектр нейтронов) и CHAIN [88] (изотопный состав и радиационные характеристики) отдельно по внутреннему и внешнему ряду твэлов в ТВС. Рассматривалось топливо с обогащением 2% при загрузке урана 114,7 кг/ТВС. Спектр и уровень потока нейтронов соответствовали средним по кампании ТВС.

Изменение остаточного энерговыделения (Вт/ТВС) в течение первых трех суток для средней по выгоранию ТВС приведено на рисунке 2.3.19.

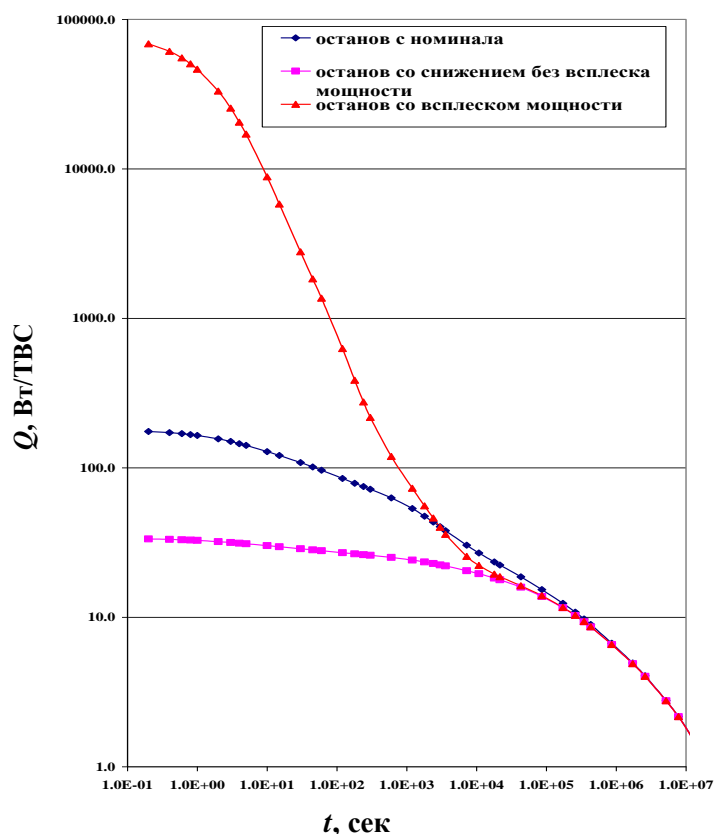


Рисунок 2.3.19 - Изменение остаточного энерговыделения реактора после останова

После длительной работы на номинальной мощности остаточное энерговыделение на момент останова составляет $\sim 5,6\%$ от мощности реактора. Почти суточное снижение мощности перед остановом в 16 раз (с 3200 МВт до 200 МВт) приводит к тому, что остаточное энерговыделение, уменьшаясь в более чем 5 раз по абсолютной величине, в момент останова составляет 16,8% от мощности перед остановом. Через несколько суток остаточное энерговыделение возвращается к «невозмущенным» снижением мощности значениям (к варианту облучения 1).

Кратковременный всплеск мощности перед остановом после предварительного снижения мощности (вариант 3) увеличивает остаточное энерговыделение в момент останова в ~ 2337 раз по сравнению с остановом после снижения и в ~ 440 раз по сравнению с мгновенным остановом после длительной работы на номинальной мощности. Время полной релаксации, когда возмущение, вызванное всплеском мощности, перестает оказывать влияние на величину остаточного энерговыделения, составляет около 30 час.

При этом величина остаточного энерговыделения в момент останова в 24,6 раза превышает номинальную мощность реактора.

Как видно из приведенных на рисунке 2.3.19 кривых, в первые минуты кратковременный всплеск мощности перед остановом приводит к существенному росту остаточного энерговыделения, что, несомненно, оказывает влияние на температурный режим.

В расчетах использовалась зависимость остаточного энерговыделения от времени с учетом его значительного возрастания за счет всплеска нейтронной мощности (кривая 3 на рисунке 2.3.19).

На рисунке 2.3.20 показано полученное поведение температур графита во времени.

Приведены:

- максимальная температура в “юго-восточном” квадранте;
- средняя температура графита;
- температура графита в ячейке с координатами 50-22, лежащей в юго-западном квадранте.

В этой ячейке перед аварией находился максимум энерговыделения.

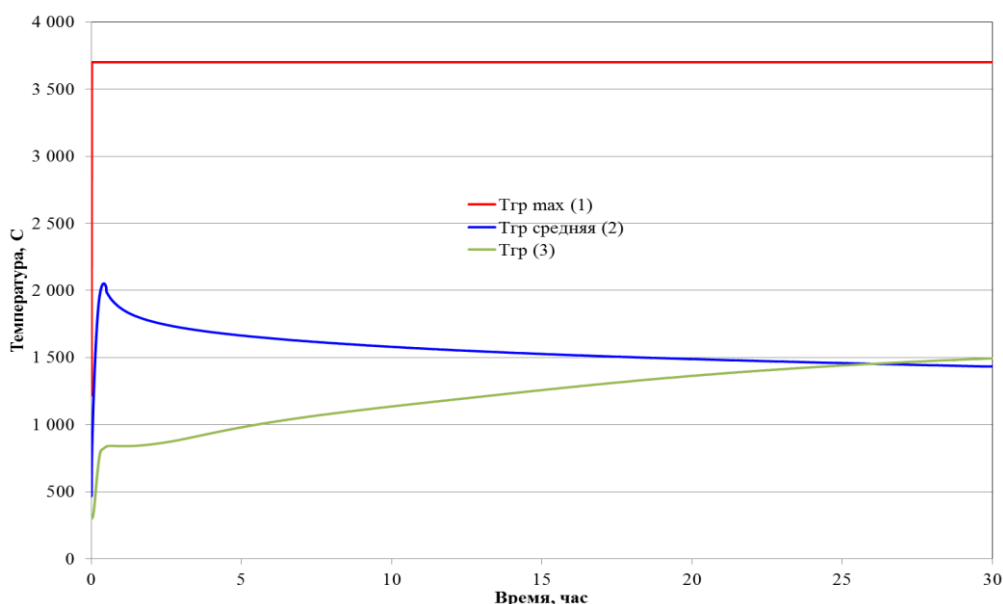


Рисунок 2.3.20 - Зависимость температур графита от времени

- (1) – максимальная температура; (2) – средняя температура;
(3) – температура в ячейке 50-22 юго-западный квадрант**

На рисунке 2.3.20 видна сильная асимметрия в изменении температур. Максимальная температура в “горячем” (юго-восточном) квадранте быстро подскакивает до уровня 3700 °С (эта температура в расчетной модели принимается за максимально возможную, так как при ее достижении графит начинает испаряться).

В то же время температура в холодном квадранте (ячейка 50-22) растет относительно медленно и остается существенно ниже на всем протяжении процесса.

На рисунке 2.3.21 приведены средние по объему квадранта температуры схемы «ОР» в горячем юго-восточном квадранте и в холодном северо-западном квадранте.

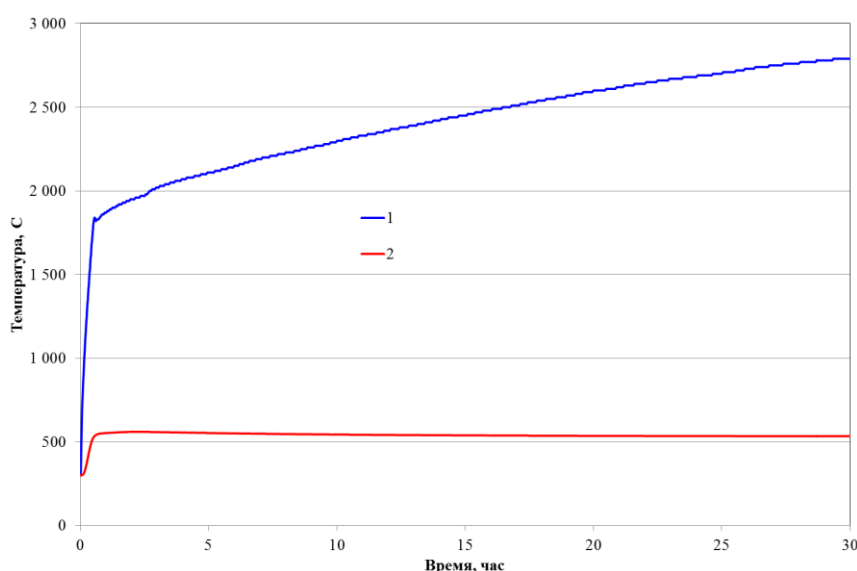


Рисунок 2.3.21 - Средние по объему температуры квадрантов схемы «ОР»

1 – юго-восточный квадрант; 2 – северо-западный квадрант

Здесь также видно, что в холодном квадранте температура повышается лишь немного более чем до 500 °С, тогда как в горячем быстро достигает уровня 2000 °С и продолжает расти.

На рисунке 2.3.22 показано, как топливо продвигается внутрь схемы «ОР» в горячем квадранте. Обращает на себя внимание быстрое продвижение топлива внутрь схемы «ОР» в начале процесса и существенное замедление продвижения в конце из-за спада остаточного энерговыделения. Полному проплавлению схемы «ОР» соответствует момент около 24 час с начала аварии.

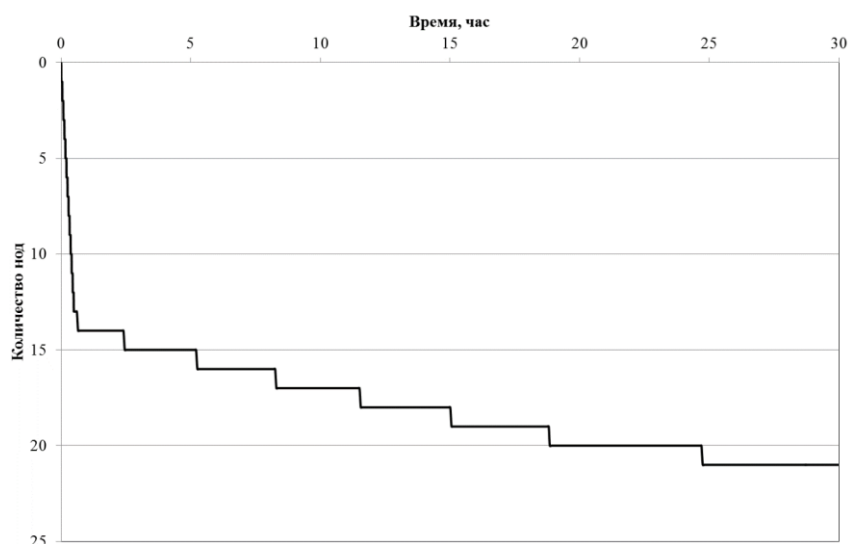


Рисунок 2.3.22 - Количество расчетных узлов, на которое продвигается топливо внутрь схемы «ОР» (значение в 21 расчетную ноду соответствует полному проплавлению схемы «ОР»)

Таким образом, расчет с помощью модели, заложенной в *STEPAN-T*, согласуется с наблюдавшейся ситуацией – быстрое проплавление одного квадранта схемы «ОР» и относительно малый нагрев трех остальных квадрантов.

Представляет интерес рассмотрение процесса без учета значительного возрастания остаточного энерговыделения за счет всплеска нейтронной мощности при аварии.

Соответствующий расчет с помощью *STEPAN-T* был проведен, и его результаты заключаются в следующем.

Схема «ОР» также проплавляется в юго-восточном квадранте, но на проплавление уходит уже не 24 часа, а около 1 месяца. Также расчет дает существенную асимметрию. Полученные зависимости температур от времени приведены на рисунке 2.3.23.

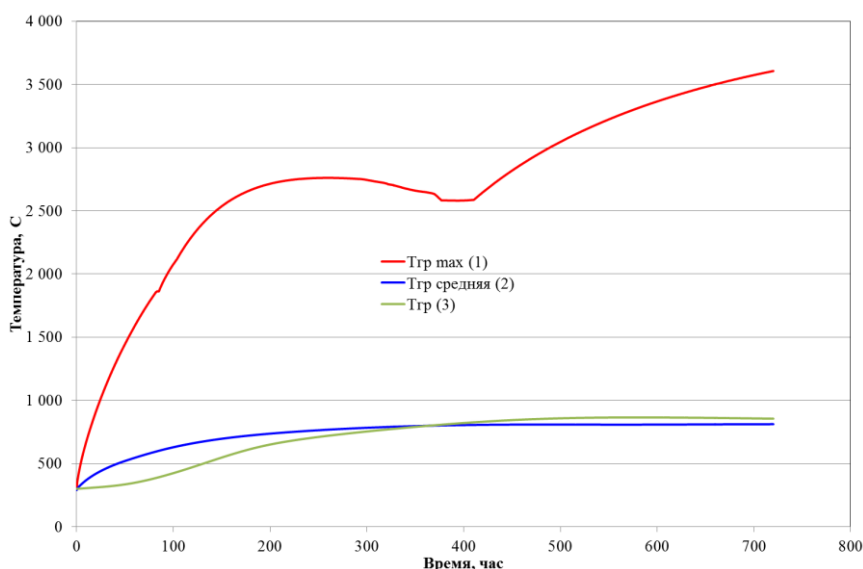


Рисунок 2.3.23 - Зависимость температур от времени

**(1) – максимальная температура по объему; (2) – средняя температура;
(3) – температура в ячейке 50-22 юго-западный квадрант**

Максимальная температура получается в юго-восточном квадранте. Она возрастает до величины более 2500 °С, проходит максимум и после момента около 200 час начинает медленно снижаться из-за спада остаточного энерговыделения и роста утечки тепла. В момент около 400 час (в моделировании) начинается интенсивное движение топлива внутрь схемы «ОР» (температура на верхней поверхности схемы «ОР» превышает 1450 °С).

Так как эффективный коэффициент теплопроводности внутри схемы «ОР» примерно в 10 раз ниже, чем в графите, ухудшаются условия теплоотвода от топлива, и максимальная температура вновь начинает расти. В то же время средняя температура и температура в ячейке 50-22 из юго-западного квадранта остается на сравнительно низком уровне.

В работе [102] на основании тщательного анализа фактических данных автор приходит к выводу, что процесс образования и растекания ТСМ длился около 65 час. Проплавление «ОР», согласно его оценкам, произошло за 11 час после аварии.

Проведенное нами моделирование с помощью программы *STEPAN-T* дает время проплавления 24 часа. При этом для получения указанного времени необходимо учесть возрастание остаточного энерговыделения за счет всплеска

нейтронной мощности при аварии. Без такого учета проплавление «ОР» также имеет место, однако значительно позже.

Проведенное с помощью *STEPAN-T* моделирование показывает требуемую асимметрию процесса, когда проплавляется лишь один “юго-восточный” квадрант схемы «ОР», температуры же в других квадрантах оказываются относительно низкими.

2.4 Выводы по главе 2

Целью данной диссертационной работы стала разработка программы для ЭВМ *STEPAN-T* для моделирования тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием. Программа *STEPAN-T* позволяет проводить численное моделирование широкого ряда явлений, сопутствующих развитию данной аварии. При помощи программы для ЭВМ *STEPAN-T* возможно осуществлять моделирование следующих основных задач:

- расчет температурных полей в активной зоне;
- расчет температурных полей окружающих реактор конструкций;
- прогнозировать изменения конфигурации расположения топлива и поглотителей при разогреве;
- определять изменение подкритичности за счет изменения температур и упомянутых конфигураций, и оценивать возможность возникновения повторной критичности;
- определять объемы сгенерированного водорода, так как водород (также как повторная критичность) способен приводить к взрывам, что может существенно изменить ход аварии;
- с учетом рассчитанных температур и прогнозируемых конструктивных изменений оценивать выход радиоактивных веществ из топлива, что необходимо для оценки радиационных последствий аварии.

ГЛАВА 3. ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ *STEPAN-T*

Трудности верификации данной программы заключаются в отсутствии подобных программ и практически полном отсутствии подходящих экспериментальных данных.

Основное внимание при верификации уделено температурному режиму активной зоны и окружающих реактор конструкций, так как именно он определяет последовательность возможных разрушений в ходе разогрева реактора, а, следовательно, и поведение подкритичности, генерацию водорода в пароциркониевой реакции, выход радиоактивных веществ (РВ).

3.1 Верификация блока расчета температур.

Одной из важных задач для обсуждаемой расчетной температурной модели программы *STEPAN-T* является предсказание максимальных температур, которые могут быть достигнуты при разогреве обезвоженного реактора при фиксированных граничных условиях и с исключением из рассмотрения (для простоты) эффектов плавления материалов и их перемешивания в активной зоне.

3.1.1 Сравнение *STEPAN-T* и СОКРАТ на интервале разогрева до 2-х суток

Верификация и валидация программы для ЭВМ *STEPAN-T* проведена совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Рассматривалась авария с полным обесточиванием энергоблока РБМК. В начальный момент времени происходит аварийное событие, восстановить охлаждение КМПЦ не удастся. Давление в КМПЦ сбрасывается до атмосферного за 30 мин, происходит выпаривание теплоносителя, затем следует разогрев обезвоженной а.з.

Для сравнения в *STEPAN-T* были использованы аксиальные распределения мощности, зависимости остаточного энерговыделения от времени и теплоемкости графита от температуры, идентичные заданным в СОКРАТ. Заметим, что в зависимости остаточного энерговыделения от

времени, принятой в СОКРАТ, спад энерговыделения “прописан” только на интервале от 0 до 1 суток, а далее энерговыделение не изменяется.

Кроме собственно трехмерной модели, реализованной в *STEPAN-T*, для удобства сравнения использовалась также одномерная аксиальная модель, в остальном идентичная *STEPAN-T*.

На рисунке 3.1.1 показаны получаемые зависимости максимальных температур графита от времени по одномерной и трехмерной моделям и СОКРАТ.

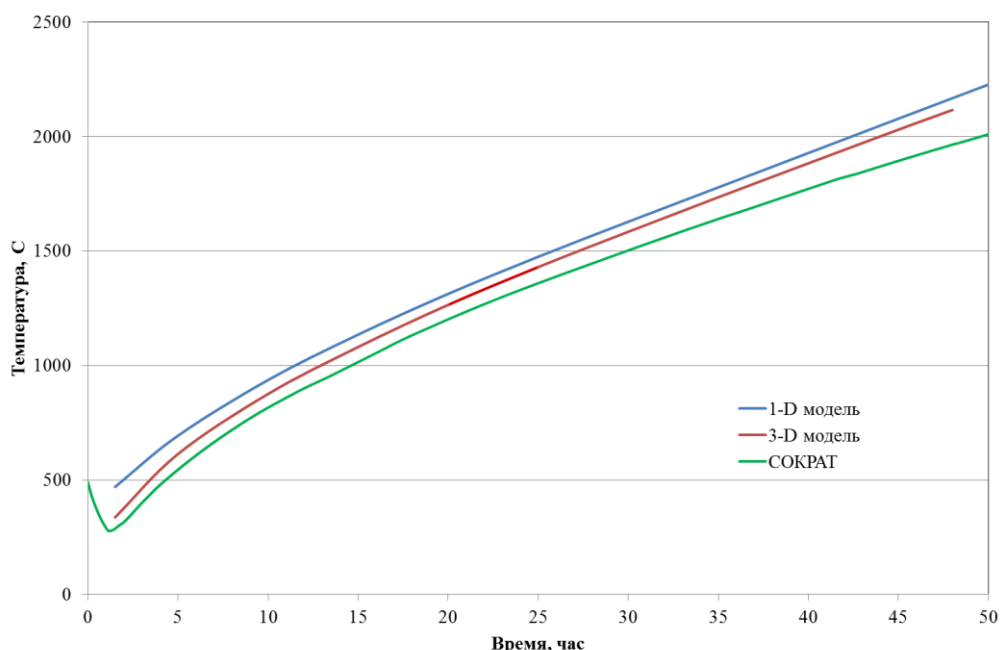


Рисунок 3.1.1 - Максимальные температуры графита

1 – одномерная модель; 2 – трехмерная модель; 3 – СОКРАТ

В трехмерной модели все рабочие каналы заданы как имеющие одинаковую мощность 1,93 МВт, также как в одномерной модели и в СОКРАТ. Однако в трехмерной модели присутствуют также и нерабочие каналы, и боковой отражатель, энерговыделение в которых (нерабочих и отражателе) для целей сравнения было задано равным нулю.

Температура по трехмерной модели немного ниже, чем по одномерной модели, что можно объяснить небольшими отличиями в начальных условиях. В трехмерной модели имитируется начальное охлаждение активной зоны при сбросе давления. В одномерной модели разогрев начинается в момент $t=0$ с

начальными условиями, в которых температуры топлива и графита равны 300°C.

Расхождения между трехмерной и одномерной моделями из-за большей теплоемкости (нерабочие каналы и отражатель) начинаются позже, за пределами 2-х суток.

Наш расчет по СОКРАТ использовал входной файл, полученный от ИБРАЭ, на рисунке 3.1.2 приведены зависимости температур от времени.

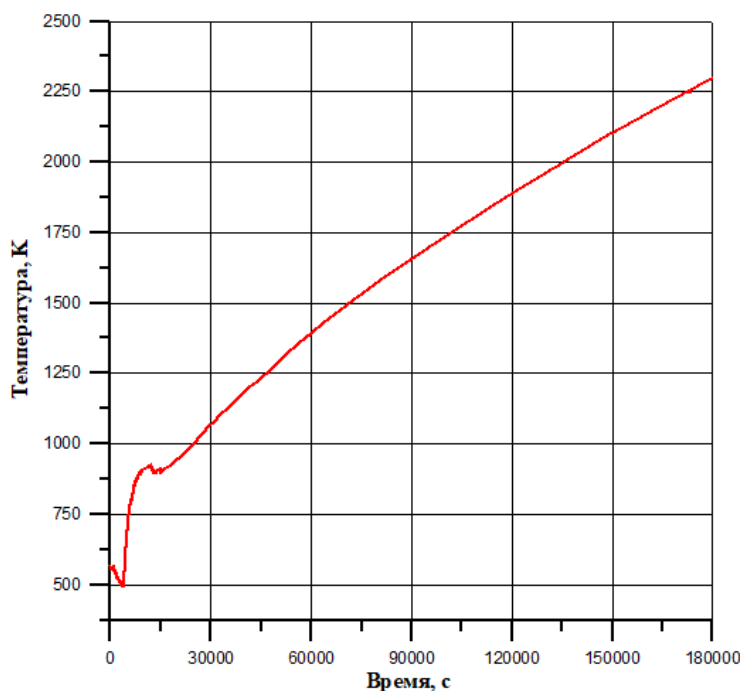


Рисунок 3.1.2 - Температура оболочек 6 центральных ТВЭЛов в канале средней мощности (на уровне около 4600 мм от низа активной зоны)

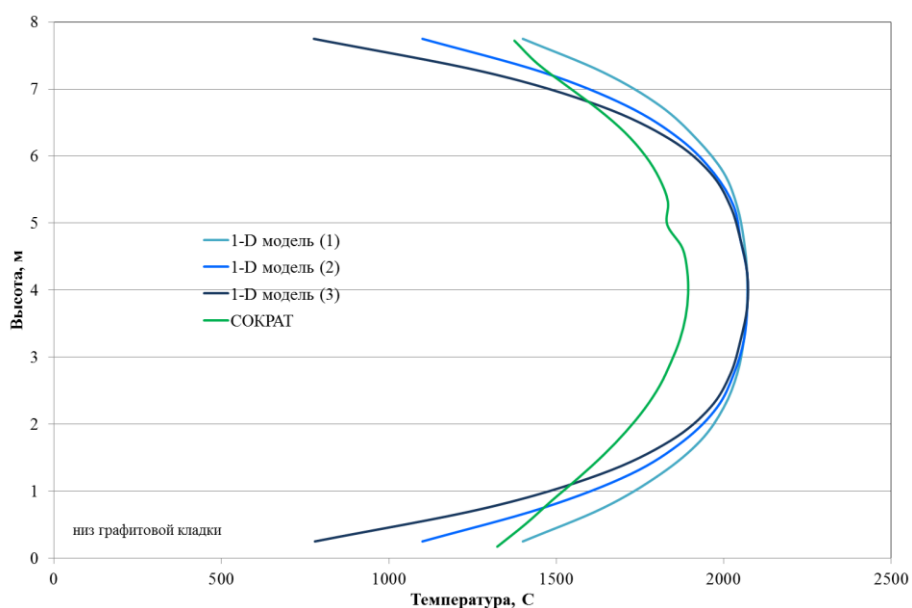
Оба расчета и одномерный, и трехмерный неплохо согласуются с расчетными данными СОКРАТ.

Немного меньшие максимальные температуры в СОКРАТ к окончанию 2-х суток можно объяснить затратами части тепла на плавление циркония (в СОКРАТ принята температура его плавления 1760 °С). В наших расчетах плавление не учитывается.

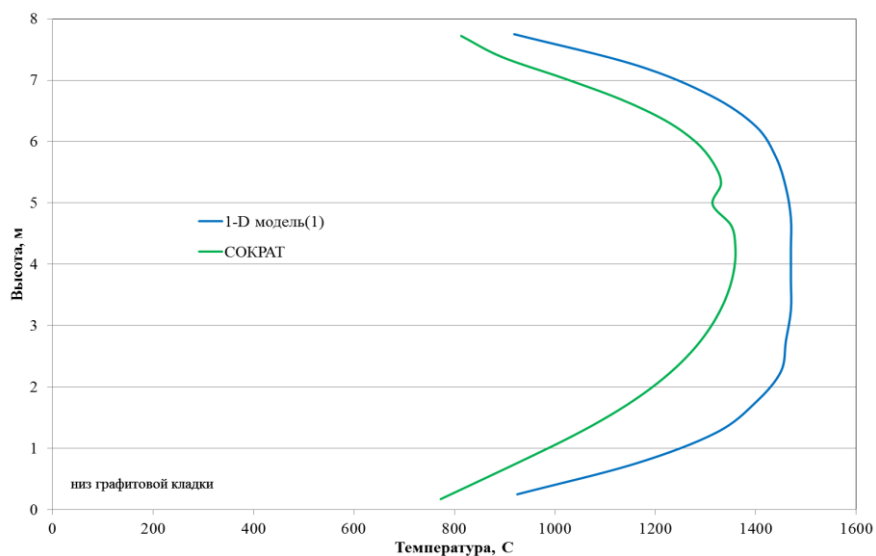
Представляет интерес также аксиальное распределение температур.

На рисунке 3.1.3 показаны аксиальные распределения, полученные по одномерной модели, и также распределение, получаемое по СОКРАТ. На

рисунке 3.4.3(а) приводятся распределения на момент 45 ч с начала разогрева, а на рисунке 3.4.3(б) на 25 ч.



а)



б)

**Рисунок 3.1.3 - Аксиальные распределения температуры графита на моменты времени
а – 45 часов, б - 25 часов**

В расчетах по одномерной модели в 1-м варианте, так же как в СОКРАТ, заданы адиабатические граничные условия на верхней и нижней поверхностях графитовой кладки, во 2-м варианте схемы «Е» и «ОР» описываются как

слабопроводящие тепло пластины ($\lambda=1,6$ Вт/(м·К)), непосредственно примыкающие к графитовой кладке. В варианте 3 между схемами «Е» и «ОР» и кладкой введены зоны, описывающие стальные блоки и стаканы с соответствующей теплоемкостью (так же как это исходно сделано в трехмерной модели).

Видно, что аксиальное распределение в графите существенно зависит от описания условий теплообмена на границе.

Во 2-м варианте предполагалось, что графитовая кладка обменивается теплом через излучение непосредственно со схемами «Е» и «ОР».

В третьем варианте между графитовой кладкой и схемами появляется зона стальных защитных плит и стаканов, которая с помощью излучения обменивается теплом с графитовой кладкой и схемами «Е» и «ОР».

Необходимо заметить, что 2-й вариант, который условно можно назвать вариантом с “плохой” утечкой, дает на краю графитовой кладки все-таки на 300 °С меньшие температуры, чем в варианте с адиабатическими граничными условиями выше и ниже графитовой кладки, как это было принято в расчетах по СОКРАТ. Введение же зоны защитных плит и стаканов (вариант 3) уменьшает температуры на границах кладки еще почти на 300 °С.

Необходимо также заметить, что аксиальное распределение, получаемое по СОКРАТ на момент 45 час, все-таки более плоское по сравнению с вариантом 1 по одномерной модели, где также заданы адиабатические граничные условия. Это можно, как и выше, объяснить плавлением циркония в СОКРАТ, которое начинается в центральной по высоте части и замедляет рост максимальной температуры.

Для обоснования такого предположения на рисунке 3.1.3(б) показаны аксиальные распределения на момент 25 час, когда температура плавления еще не достигается. Видно, что здесь распределения более эквидистантны.

Нерегулярность, присутствующая на распределениях на рисунках 3.1.3(а) и 3.1.3(б), по СОКРАТ является непонятной.

На рисунке 3.1.4 сопоставляются аксиальные распределения, полученные по одномерной (вариант 3) и трехмерной моделям при одинаковом описании над- и подреакторных конструкций. Видно, что обе модели показывают существенный спад температур при движении от центра активной зоны к границам, что, очевидно, объясняется аксиальной утечкой тепла из графитовой кладки.

По величине к рассматриваемому моменту времени утечка вверх и вниз составляет примерно по 1 МВт, что не очень много по отношению к остаточному энерговыделению в этот момент (18 МВт) и слабо влияет на максимальную температуру, но сильно сказывается на краях системы.

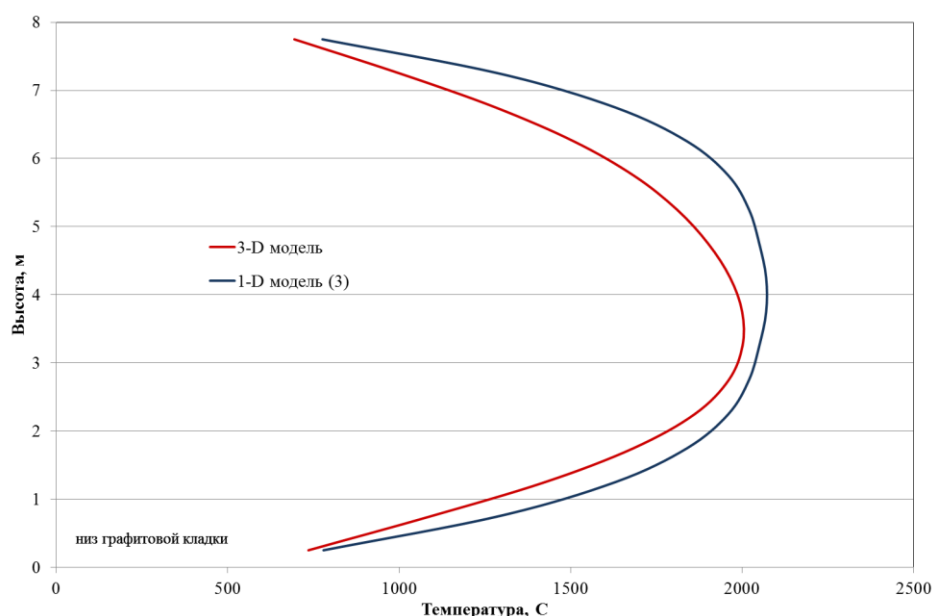


Рисунок 3.1.4 - Аксиальные распределения температуры графита на момент 45 час

Отличия в форме распределения между трехмерной и одномерной моделями можно объяснить неоднородностью трехмерной модели в радиальном направлении (наличие ячеек с нерабочими каналами) и боковой утечкой тепла в отражатель.

Таким образом:

1) расчеты по *STEPAN-T* в идентичных условиях дают результаты достаточно близкие к результатам, полученным по СОКРАТ;

2) аксиальные распределения температур в кладке (и температуры схем «Е» и «ОР») сильно зависят от граничных условий и от подробности описания над- и подреакторных конструкций.

3.1.2 Сравнение *STEPAN-T* и *KLADKA-2*

3.1.2.1 Сравнение *STEPAN-T* и *KLADKA-2* в варианте длительного разогрева

Верификация и валидация программы для ЭВМ *STEPAN-T* проведена совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

В настоящем разделе программа *STEPAN-T* сравнивается с программой *KLADKA-2* в расчете варианта длительного разогрева обезвоженного реактора. В этом варианте возможные фазовые превращения (плавление циркония при 1850 °С, плавления диоксида урана при 2800 °С, испарение графита при 3700 °С) игнорируются.

Рассматривается задача разогрева при спадающем во времени остаточном энерговыделении и с учетом радиальной и аксиальной утечки тепла. В качестве исходного состояния реактора взято реальное состояние энергоблока РБМК-1000.

В программе *KLADKA-2* перенос тепла описывается достаточно детально [106-107]. Уравнение теплопроводности в плане каждого графитового блока решается на криволинейной конечно-разностной сетке. Выделяются контактные кольца, труба канала и топливо. Теплообмен между топливом и трубой канала осуществляется теплопроводностью и излучением. Теплообмен между отдельными графитовыми колоннами также осуществляется теплопроводностью и излучением.

Для корректного учета перетечек тепла между колоннами граничная температура в каждом графитовом блоке определяется экстраполяцией по температурам в узлах конечно-разностной сетки, прилегающим к данной границе.

В рассматриваемом варианте моделируется активная зона и боковой с торцевыми отражателями. Граничные условия для бокового отражателя –

поверхность с постоянной температурой 70 °С. Граничные условия для верхнего и нижнего отражателей – поверхности с постоянной температурой в 270 °С (т.е. боковая поверхность моделирует схему «Л», а торцевые – схемы «Е» и «ОР»).

В качестве начальных условий для графита принимается распределение температур на мощности перед остановом, для топлива – однородное распределение 300 °С.

На рисунке 3.1.5 показаны максимальные температуры, достигаемые в активной зоне. Для программы *KLADKA-2* приведено несколько характерных температур в “максимальной” ячейке. Видно, что все они практически совпадают (т.е. распределение температур по ячейке в обезвоженном состоянии довольно быстро выравнивается). Для программы *STEPAN-T* приведена только температура графита. Видно, что до момента около 200 час (750000 с) с начала аварии максимальные температуры достаточно хорошо согласуются. Затем скорость роста температур существенно снижается, и появляются расхождения между двумя расчетами. Далее максимальные температуры снижаются, так как спадающее энерговыделение оказывается меньше утечки тепла.

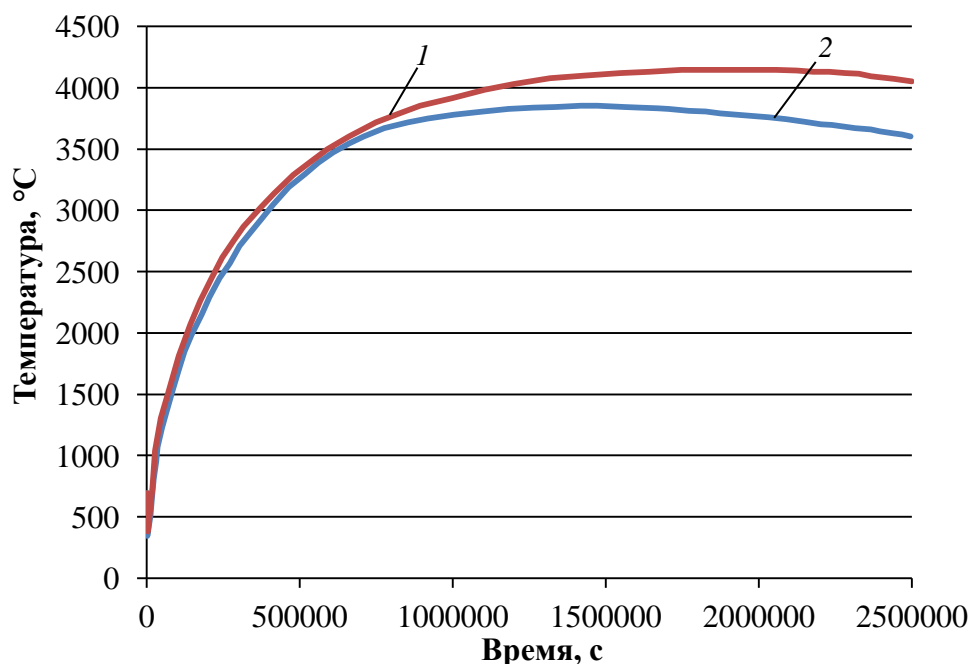


Рисунок 3.1.5 - Максимальные температуры в активной зоне:

1 – расчет по *KLADKA-2*; 2 – расчет по *STEPAN-T*

Максимальная температура, даваемая *STEPAN-T*, составляет 3840 °С, тогда как *KLADKA-2* дает около 4200 °С. Очевидно, что оба эти расчета носят методический характер, так как при существенно меньших температурах можно ожидать разрушений, которые изменят и геометрию задачи.

Тем не менее, представляет интерес сравнение радиальных и аксиальных распределений температуры, получаемых в двух расчетах.

На рис. 3.1.6 сравниваются радиальные распределения, в качестве которых используются средние температуры по крупным радиальным зонам:

- первая зона плато с 0 – 20 ряды решетки (при шаге 25 см 20-й ряд ограничивает зону радиусом 500 см);
- 21 – 23 ряды – следующая кольцевая зона с внутренним радиусом 500 см и внешним 575 см;
- 24 – 25 ряды внешняя радиальная зона, толщиной около 30 см, граничащая с боковым отражателем.

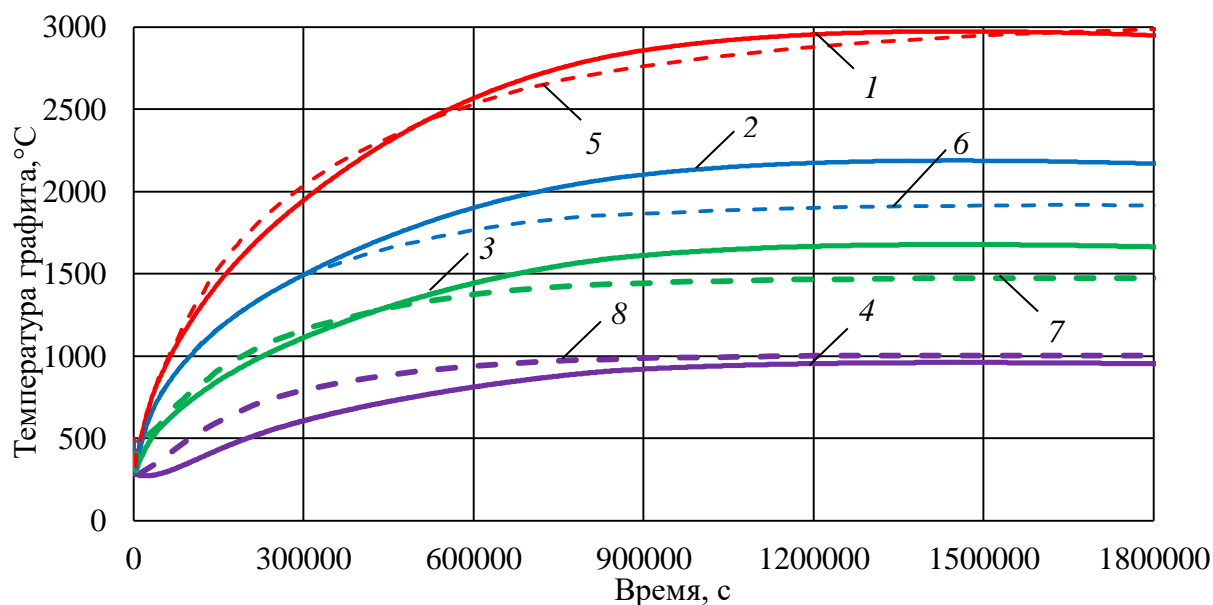


Рисунок 3.1.6 - Изменение средних температур по крупным радиальным зонам

STEPAN-T: 1 – 0...20 ряд; 2 – 21...23 ряд; 3 – 24...25 ряд; 4 – боковой отражатель;
KLADKA-2: 5 – 0...20 ряд; 6 – 21...23 ряд; 7 – 24...25 ряд; 8 – боковой отражатель

На рисунке 3.1.6 видно, что на интервале около 140 час (500000 с) расхождения в температурах различных зон относительно малы. Затем

расхождения растут. Для зоны плато при этом находятся на уровне 10%, а в зоне 21 – 23 рядов доходят до 30%.

Рассмотрев рисунки 3.1.5 и 3.1.6 можно заметить, что максимальная температура графита, рассчитанная по программе для ЭВМ *STEPAN-T*, ниже, чем максимальная температура графита, рассчитанная по программе для ЭВМ *KLADKA-2*, в то время как средняя температура графита, рассчитанная по программе *STEPAN-T*, превышает среднюю температуру графита, рассчитанную по программе *KLADKA-2*. Объяснение данного отличия лежит в области различия деталей моделей *STEPAN-T* и *KLADKA-2*:

- одна точка на ячейку, нодальный подход описанный в разделе (2.3.1), модель точечного канала для *STEPAN-T*;
- детальная конечно-разностная сетка с учетом реальной толщины канала в *KLADKA-2*.

Таким образом, сравнительные расчеты процесса длительного разогрева реактора на полномасштабной модели с помощью программ *KLADKA-2* и *STEPAN-T*, описанные в данном разделе, продемонстрировали удовлетворительное согласие. В частности, расхождения в максимальных температурах оказались в пределах 10%.

3.1.2.2 Сравнение *STEPAN-T* и *KLADKA-2* в варианте разогрева с восстановлением охлаждения КОСУЗ

Верификация и валидация программы для ЭВМ *STEPAN-T* проведена совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Следует отметить, что в случае невозможности подачи воды в КМПЦ её подача в автономный контур СУЗ является эффективной мерой ослабления последствий аварии на тяжелой стадии.

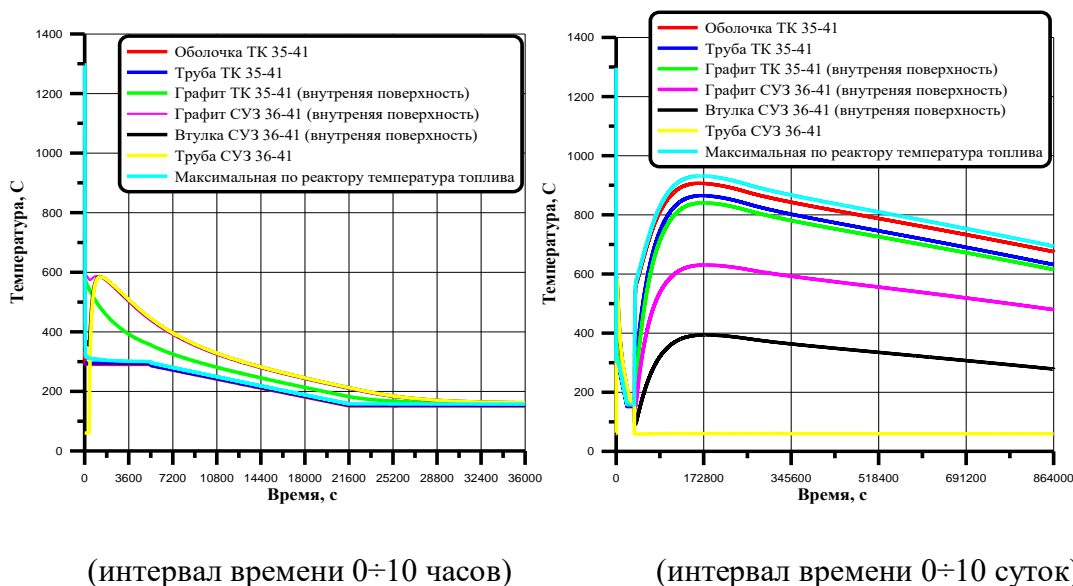
Сравниваются результаты расчетов температурного режима реактора после полного обесточивания при восстановлении подачи воды в каналы СУЗ, полученные по *STEPAN-T* и *KLADKA-2*, предназначенные для моделирования процесса разогрева всего объема активной зоны с учетом аксиальных и радиальных растечек тепла.

Программа *KLADKA-2* моделирует температурные поля в графите, топливе и канальных трубах в полномасштабной 3-х мерной геометрии. На боковой и торцевой поверхностях графитовой кладки используются граничные условия теплообмена с окружающими реактор конструкциями, температуры которых заданы. Внутри рассматриваемой системы теплообмен описывается теплопроводностью и излучением. Сток тепла в каналы (если в них есть теплоноситель) учитывается традиционным образом с помощью расчета соответствующих коэффициентов теплоотдачи. Начальные условия для дальнейшего моделирования разогрева получаются на основе расчета реактора на мощности перед аварией с подробным учетом состава активной зоны.

Рассматривается следующий сценарий аварии. В начальный момент происходит обесточивание. Через 1,5 часа начинается снижение давления в КМПЦ. Необходимо заметить, что контур СУЗ после обесточивания обезвоживается из-за конструктивных особенностей обсуждаемой системы (циркуляционный бак СУЗ расположен гораздо ниже активной зоны), а каналы охлаждения отражателя, выполненные в виде трубки Фильда, остаются заполнены водой, т.к. отбор воды в обсуждаемых каналах осуществляется вверху, соответственно после обесточивания, вода в них остается и по мере разогрева постепенно выпаривается.

Далее, по сценарию, в КМПЦ подается вода от ГБ САОР и из деаэраторов, что позволяет отодвинуть начало разогрева к моменту 10 час после исходного события (ИС). В этот момент восстанавливается охлаждение контура СУЗ.

На рис. 3.1.7 приводятся временные зависимости температуры по различным элементам активной зоны, полученные по программе *KLADKA-2*.



(интервал времени 0÷10 часов)

(интервал времени 0÷10 суток)

Рисунок 3.1.7 - Изменение температур при обесточивании энергоблока со стоком тепла в контур СУЗ, вода подается в 223 ячейки (расчет по *KLADKA-2*)

На рисунке 3.1.7 показано изменение температур оболочки твэла, канальной трубы и графита в ТК 35-41, который в исходном состоянии имел максимальную линейную нагрузку на твэл (мощность ТК перед обесточиванием – 2,76 МВт, аксиальный коэффициент неравномерности энерговыделения – 1,37). Также на рисунке 3.1.7 представлено поведение температур графитовой втулки, канальной трубы и графита ячейки СУЗ 36-41, которая граничит с ТК 35-41 по боковой поверхности. Кроме того, на рисунке 3.1.7 показано изменение во времени максимальной по активной зоне температуры топлива. Данные расчета показывают, что к моменту 10 ч температуры в активной зоне, включая каналы СУЗ не превышают 200 °С, что свидетельствует о вполне реалистической возможности восстановления охлаждения контура СУЗ. Далее следует рост температур топлива и графита из-за прекращения охлаждения топливных каналов. К моменту времени 46 ч от ИС температуры достигают максимума и начинают снижаться со скоростью около 25°С в сутки. При этом максимальная температура топлива в активной зоне не превышает уровень в 1000°С ($T_{\text{макс}}=931$ °С). Это демонстрирует, что восстановление охлаждения контура СУЗ, хотя его нужно осуществлять еще на стадии предупреждения перехода ЗПА в тяжелую стадию, является

эффективным средством ослабления ее последствий. Ясно, что избежать разгерметизации топливных сборок не удастся, но этим разрушения на тяжелой стадии и ограничатся.

Как было отмечено выше, программы *STEPAN-T* и *KLADKA-2* отличаются друг от друга степенью детализации описания элементов активной зоны. С учетом данного обстоятельства по программе *STEPAN-T* были получены зависимости средней по активной зоне температуры топлива и средней по объему кладки, включая отражатель, температуры графита. Кроме того, также были получены зависимости максимальной по активной зоне температуры топлива и графита, которые для варианта охлаждения всех 223 ячеек СУЗ представлены на рисунке 3.1.8.

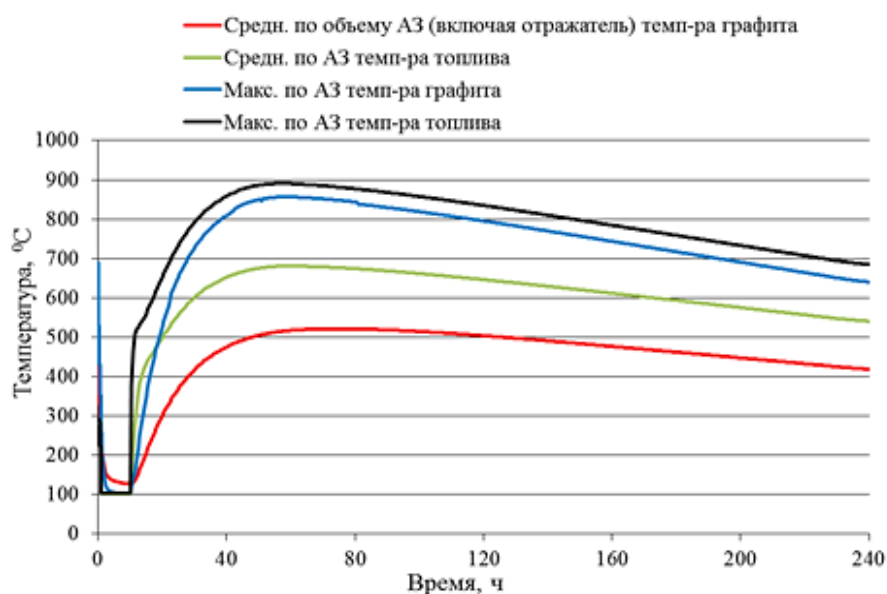


Рисунок 3.1.8 - Изменение максимальных и средних температур топлива и графита при обесточивании энергоблока со стоком тепла в контур СУЗ (вода подается в 223 ячейки СУЗ, расчет по *STEPAN-T*)

Из сравнения зависимостей, приведенных на рисунках 3.1.7 и 3.1.8, следует, что максимальные температуры топлива и графита, полученные с использованием двух программ, хорошо согласуются между собой. Так расчет по *KLADKA-2* дал в максимуме результат на уровне 930 °C (~46 ч), а по *STEPAN-T* - 890 °C (~50 ч). После достижения максимума температуры снижаются с темпом ~25 °C в сутки.

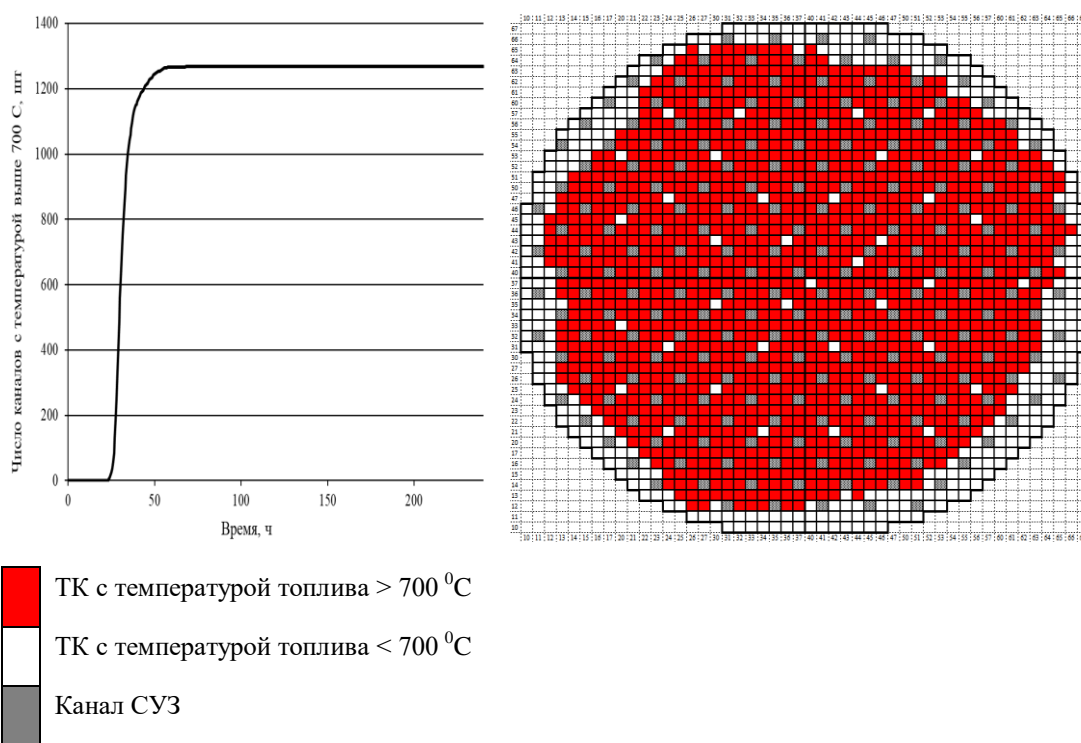


Рисунок 3.1.10 - Изменение во времени числа каналов с температурой оболочки твэла выше 700 °С и их местоположение в активной зоне, вода подается в 223 ячейки СУЗ (расчет по *STEPAN-T*)

Расчет по *STEPAN-T* показал, что температуру 700 °С превысят 1279 ТК, в свою очередь *KLADKA-2* дает результат в 1309 ТК. Сравнение результатов показывает, что имеется вполне приемлемое соответствие между ними как по числу каналов с температурой топлива выше 700 °С, так и по их распределению в активной зоне.

Также на рисунках 3.1.11 (*KLADKA-2*) и 3.1.12 (*STEPAN-T*) показано, как нарастает во времени число канальных труб, в которых могут образоваться свищи за счет их перегрева. В качестве граничной температуры, при которой такие повреждения труб возможны, принимался уровень 850 °С.

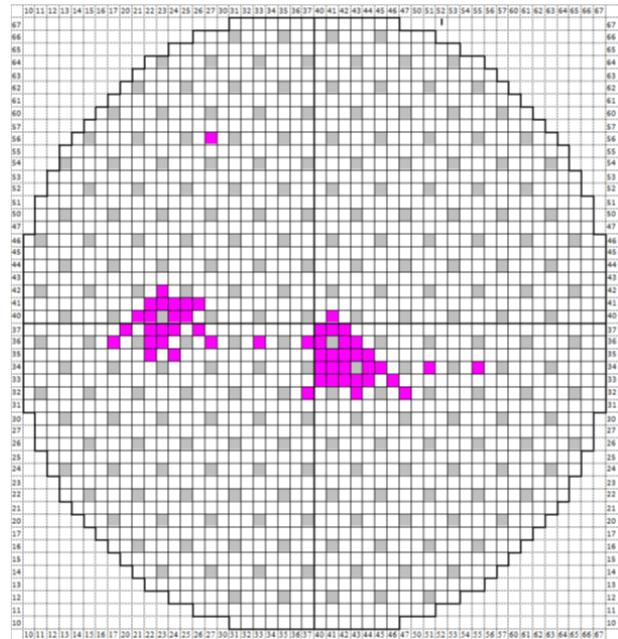
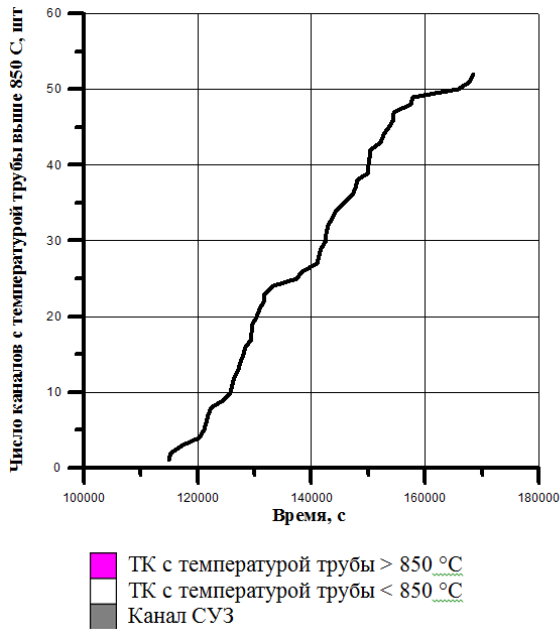


Рисунок 3.1.11 - Изменение во времени числа каналов с температурой трубы ТК выше 850°C и их местоположение в активной зоне, вода подается в 223 ячейки СУЗ (расчет по *KLADKA-2*)

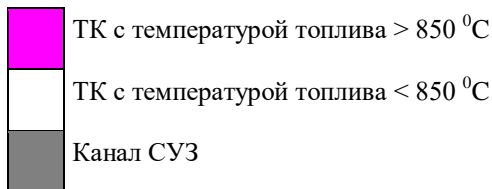
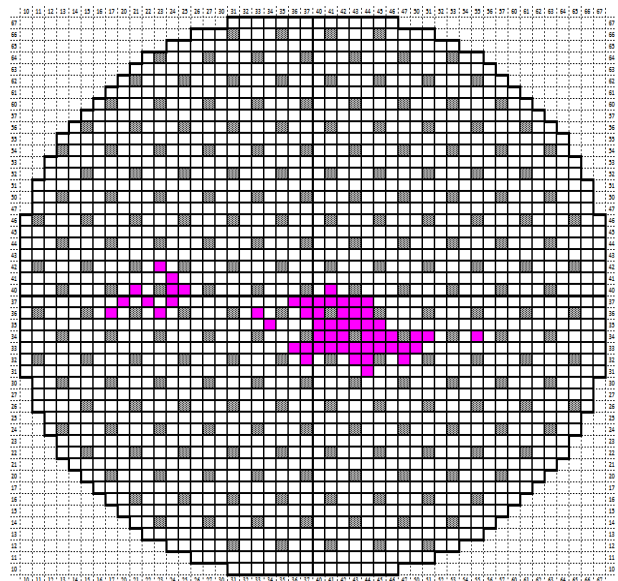
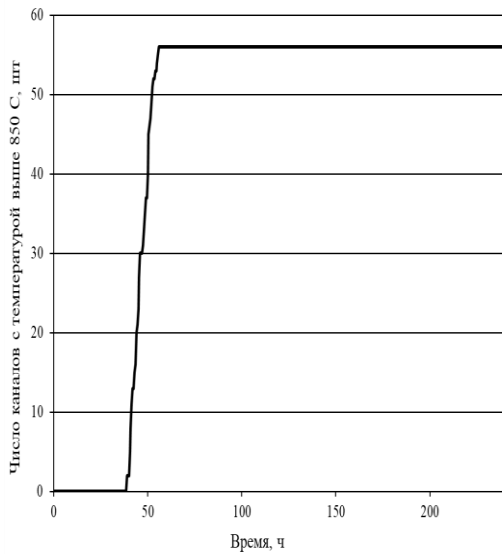


Рисунок 3.1.12 - Изменение во времени числа каналов с температурой трубы ТК выше 850°C и их местоположение в активной зоне, вода подается в 223 ячейки СУЗ (расчет по ПС *STEPAN-T*)

Из рис. 3.1.11 (ПС *KLADKA-2*) видно, что количество таких труб невелико. В варианте с охлаждением 223 ячеек СУЗ – менее 60 шт. В свою

очередь расчет по ПС *STEPAN-T* (рис. 3.1.12) дает нам результат в 56 шт. Сопоставление этих данных показывает, что количество таких каналов, а также их локализация в активной зоне неплохо совпадают между собой.

3.2 Верификация модели генерации водорода

Для верификации использовались результаты расчетов генерации водорода в ПЦР, проведенные с помощью программ *RELAP5* и СОКРАТ. Обе упомянутые программы, хотя и широко используются в расчетах по обоснованию безопасности РБМК, не являются аттестованными для задачи генерации водорода в авариях. Поэтому сравнение с результатами, полученными по ним, позволяет лишь показать адекватность модели генерации водорода, входящей в состав *STEPAN-T*.

Наконец, учитывая, что аттестованных программ для задачи генерации водорода в авариях на РБМК нет, проводится сравнение результатов *STEPAN-T* с результатами оценочных расчетов, использующих соотношение закона Бейкера-Джаста.

Также было проведено сравнение с экспериментальными данными по генерации водорода, полученные на специализированном стенде, модели ТВС реактора типа ВВЭР-1000.

3.2.1 Сравнение с расчетами по *RELAP5*

Верификация и валидация программы для ЭВМ *STEPAN-T* проведена совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Рассматривалась авария с полным обесточиванием. В ходе аварии скорость образования водорода в результате пароциркониевой реакции будет увеличиваться с ростом температуры оболочек твэлов. В сценарии, рассматриваемом по *RELAP5*, предполагалось быстрое снижение давления на начальном этапе до атмосферного и дальнейший разогрев обезвоженного реактора. В *RELAP5* использовалась одноканальная модель с исходной мощностью канала перед аварией 1,96 МВт (средняя мощность на номинале).

В расчете по *STEPAN-T* все каналы также принимались с одинаковой мощностью 1,96 МВт, и также предполагалось быстрое снижение давления в начальный период аварии до атмосферного и далее разогрев обезвоженного реактора. Для сравнения ограничения по количеству пара в *STEPAN-T* были отключены (поскольку в *RELAP5* таких ограничений нет).

Для данного теста, с целью корректного сравнения, в *STEPAN-T* задавалась кривая остаточного энерговыделения как в *RELAP5*, она представлена на рисунке 3.2.1.

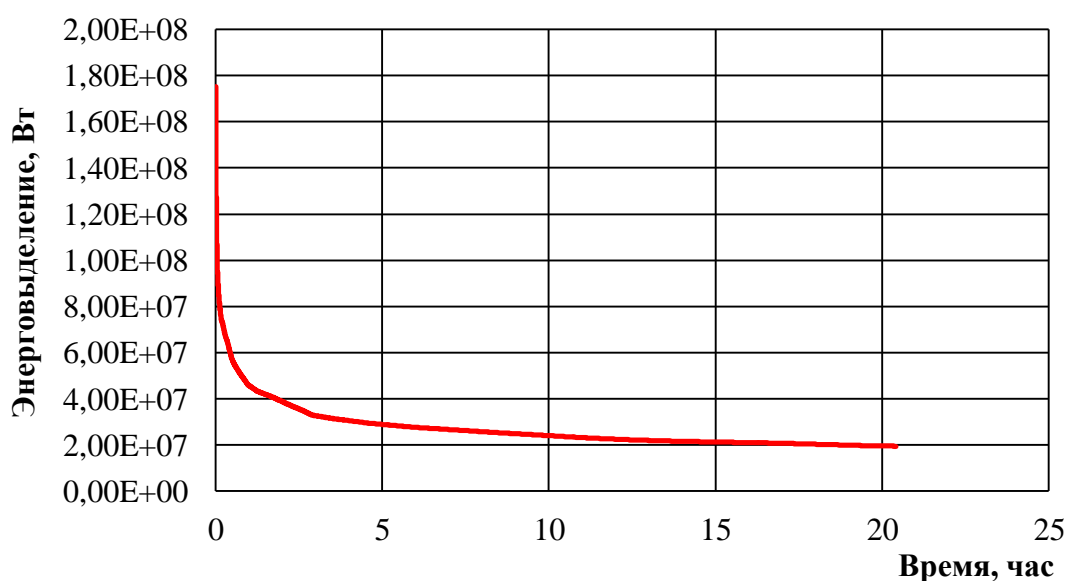


Рисунок 3.2.1 - Зависимости интегрального энерговыделения от времени

В *STEPAN-T* оболочка твэл в явном виде не описывается. В качестве температуры оболочки используется температура топлива, данное предположение актуально именно для осушенного канала.

При расчете начальные температуры оболочек принимались одинаковыми как в *STEPAN-T*, так и в *RELAP5* – 300 °С. Необходимо отметить, что полученное в результате сравнения отклонение объясняется также некоторой разницей в расчетных моделях *STEPAN-T* и *RELAP5*, а как следствие, и некоторой разницей в температурных полях, получаемых в ходе расчета по двум программам. Зависимости температур для элементов канала мощностью 1,96 МВт приведены на рисунке 3.2.2.

Без оперативного вмешательства, по мере выкипания воды из активной зоны реактора, её температура будет увеличиваться. Через 6 часов после исходного события температура оболочек твэлов достигает 700 °С, что при их контакте с водой приводит к интенсивному окислению циркония с выделением водорода.

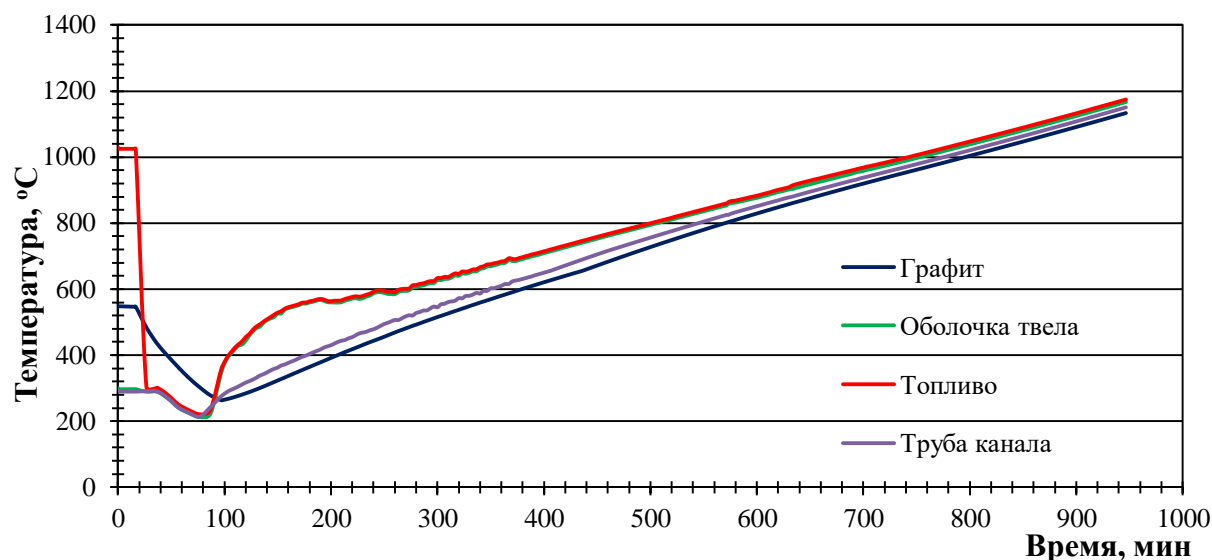


Рисунок 3.2.2 - Изменение температуры канала со средней мощностью 1,96 МВт

В таблице 3.2.1 приведены значения количества водорода, образовавшегося в КМПЦ.

Таблица 3.2.1 – Количество образовавшегося водорода

Время, мин/ Масса H ₂ , кг	100	200	300	400	500	600	700	800	900
<i>RELAP5</i>	5,0	4,0	13,0	28,0	57,0	103,0	185,0	290,0	429,0
<i>STEPAN-T</i>	0	8,0	24,0	48,0	98,0	149,0	212,0	316,0	414,0

В таблице 3.2.1 приведены соответствующие данные, полученные по *STEPAN-T*. Для проведения этого сравнительного расчета в *STEPAN-T* было задано, что мощности всех каналов одинаковы (1,96 МВт), ограничения по количеству пара отсутствуют, генерация водорода идет только на оболочках твэлов.

Как видно, согласие между расчетами генерации по *RELAP5* и *STEPAN-T* при одинаковых предположениях достаточно хорошее.

3.2.2 Вариация параметров в формуле закона Бейкера-Джаста

Верификация и валидация программы для ЭВМ *STEPAN-T* проведена совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Была проведена серия расчетов по модели *STEPAN-T* с различными параметрами, в которых определялась масса прореагировавшего циркония и масса образовавшегося водорода на момент 600 мин с начала аварии в зависимости от выбранных параметров формулы Бейкера – Джаста. Результаты приведены в таблице 3.2.2. Указаны авторы, получившие параметры, диапазон температур, в котором проводились эксперименты, константы A и E/R (R – универсальная газовая постоянная) и массы циркония и водорода.

Таблица 3.2.2 показывает, что выбранные в *STEPAN-T* параметры A и E в формуле Бейкера – Джаста (выбраны параметры, совпадающие с использованными в *SCDAP/RELAP*) обеспечивают величины генерации, лежащие в середине интервала, образованного результатами расчетов с другими параметрами [87].

Таблица 3.2.2 – ($t=600\text{min}$)

№	Авторы	Диапазон, °C	A	E/R	Масса Zr, кг	Масса H ₂ , кг
1	<i>SCDAP/RELAP</i>	$t < 1580$	270	20060	1744	77
2	Соляный Бибилашвили Тонков	$900 < t < 1580$	683	20817	1825	80
3	Соляный Бибилашвили Тонков	$1000 < t < 1300$	5880	25412	1067	47
4	Соляный Бибилашвили Драненко	$900 < t < 1000$	4646	24612	1221	54
5	Соляный Бибилашвили Драненко	$1000 < t < 1300$	7952	25372	1173	52
6	Вртилкова	$600 < t < 1000$	258	20956	1388	61
7	Бучилин	$900 < t < 1300$	683	20817	1852	80
8	Бибилашвили	$900 < t < 1500$	1280	23040	1268	56
9	Соколов	$1000 < t < 1500$	906.3	23040	1151	51
10	Фреска	$900 < t < 1200$	1610,82	22754,5	1443	63

11	Вртилкова	$600 < t < 1200$	319,2	21426	1301	57,2
12	Кунгурцев	$1000 < t < 1200$	1,995	13157	2821	124

Поэтому далее будем использовать параметры из *SCDAP / RELAP*.

3.2.3 Сравнение с расчетами по СОКРАТ

Верификация и валидация программы для ЭВМ *STEPAN-T* проведена совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

Для верификации используются расчеты по программе для ЭВМ СОКРАТ, для анализа аварии с полным обесточиванием РБМК. Так же, как и в разделе 3.2.1, в программе *STEPAN-T* мощности всех каналов в исходном состоянии (перед аварией) задавались одинаковыми – 2 МВт. СОКРАТ так же, как и *RELAP5*, использует одноканальную модель. Поэтому для сравнения *STEPAN-T* “адаптируется” к одноканальной модели. Результаты сравнения даны в таблице 3.2.3.

Таблица 3.2.3 – Масса образовавшегося водорода в пароциркониевой реакции

№	Время, мин	СОКРАТ, кг	<i>STEPAN-T</i> , кг
1	500	20	30
2	1000	70	185
3	1500	85	270

Видно, что *STEPAN-T* дает заметно бóльшие величины генерации. Необходимо отметить, что в СОКРАТ используется методика расчета генерации, не связанная напрямую с законом Бейкера-Джаста, что, возможно, и служит причиной отличий. Тем не менее, согласие по величинам генерации представляется удовлетворительным.

3.2.4 Сравнение с экспериментальными данными [108] по генерации водорода

Верификация и валидация программы для ЭВМ *STEPAN-T* проведена совместно с научным руководителем диссертации [92,93].

С целью верификации данных по генерации водорода, получаемых по ПС *STEPAN-T*, было проведено сравнение с экспериментальными данными, представленными в статье [108].

Согласно [108] в процессе эксперимента масса образовавшегося водорода - 75г., зависимость массы от времени представлена на рисунке 3.2.3.

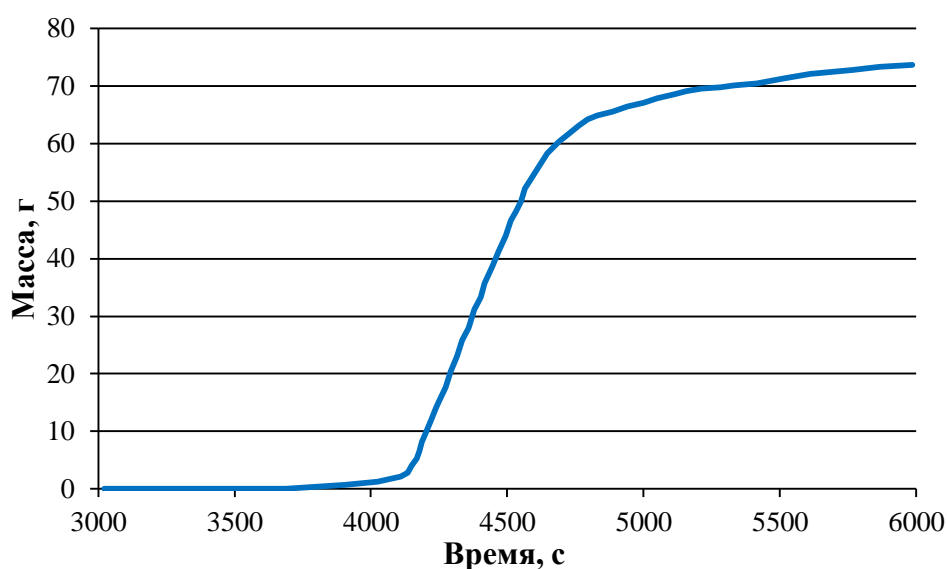


Рисунок 3.2.3 - Масса сгенерированного водорода от времени [108]

В статье [108] указано, что генерация водорода проходит на 18 имитаторах твэлов, 5 из которых необогреваемые, а также на чехле, также выполненном из циркониевого сплава ($Zr+1\%Nb$). При расчётах по ПС *STEPAN-T*, с целью корректного сравнения учитывалось как изменяющееся поле температур от времени, так и аксиальная его зависимость. Также, для корректного сравнения, в каждой расчётной ячейке устанавливалось ограничение по количеству прореагировавшего циркония. При условии, что мы игнорируем аксиальную зависимость температур, а также имеем неограниченное количество циркония в каждой расчётной ячейке, масса водорода, получаемая при расчетах – 201 г. Результаты расчётов, с учетом упомянутых зависимостей и ограничений, приведены в таблице 3.2.4.

Таблица 3.2.4 – Количество образовавшегося водорода

Масса сгенерированного водорода, г	
<i>STEPAN-T</i>	Экспериментальные данные из [108]
34	75

Из таблицы видно, что отклонение результатов расчётов (55%) от экспериментальных данных согласуется с погрешностью расчёта генерации водорода (~70%), полученной при кросс-верификации с другими программами для ЭВМ (СОКРАТ, *RELAP*).

Можно также добавить, что результаты расчета данного эксперимента в [108] по *MELCOR*, *SCDAP/RELAP* и *ATHLET-CD* лежат в интервале 18-100 г.

3.3 Выводы по главе 3

В данной главе проведена верификация блока программы, выполняющего расчет температур. Верификация проведена сравнением с результатами расчетов по аттестованной программе *KLADKA-2* [109], выполняющей расчеты РБМК в полномасштабной геометрии. Также верификация проводилась с результатами расчетов, полученных по программе СОКРАТ, аттестованной для реакторов ВВЭР.

Сравнение с *KLADKA-2* дает отличие в максимальных температурах около 10% при уровне температур 4000 °С и около 5% при уровне температур около 1000 °С (задача с охлаждением реактора с помощью контура СУЗ). Относительно сравнения с СОКРАТ, расчеты по *STEPAN-T* при идентичных условиях дают достаточно близкие результаты.

Учитывая сказанное, максимальное отклонение результатов расчета программы *STEPAN-T* в расчете температур в активной зоне в процессе аварийного разогрева обезвоженного реактора можно оценить в 10%.

Расчеты по *STEPAN-T* дают массу генерируемого водорода в течение первых двух суток развития аварии с полным обесточиванием РБМК за счет пароциркониевой реакции на уровне 300 кг.

Погрешность расчета массы генерируемого водорода, оцененная при сравнении с результатами расчетов по *RELAP*, СОКРАТ, варьируется от 45% до 200% (СОКРАТ).

Варьирование параметров в формуле закона Бейкера-Джаста, используемой в *STEPAN-T* (раздел 3.2.2), дает разброс результатов около 45%.

Для определения погрешности программы для ЭВМ *STEPAN-T* использовались результаты сравнения с экспериментальными данными по генерации водорода. Отклонение составило 55%, что согласуется с результатами сравнения масс генерируемого водорода, полученных при кросс-верификации с другими программами для ЭВМ (СОКРАТ, *RELAP*).

Относительно погрешности в расчетах подкритичности можно заключить следующее. Поскольку подкритичность в *STEPAN-T* рассчитывается с помощью аттестованной программы *STEPAN-3* [82], то относительную погрешность расчета (среднее квадратичное отклонение) следует принять равной 15% в соответствии с аттестационным паспортом *STEPAN-3*.

ГЛАВА 4. МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРИ ПОМОЩИ *STEPAN-T* АВАРИИ С ПОЛНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ НА РБМК

Для повышения безопасности эксплуатации АЭС с реакторами типа РБМК-1000 в настоящее время ведутся работы по разработке и обоснованию алгоритмов управляющих действий персонала в условиях тяжелых аварий.

Нормативный документ НП-001-15 [110] определяет тяжелую аварию как запроектную аварию с повреждением ТВЭЛОВ выше максимального проектного предела.

Целями управления запроектной аварией на рассматриваемой тяжелой стадии являются:

- удержание топлива в РП;
- недопущение при этом повторной критичности;
- предотвращение возможных взрывных процессов из-за генерации водорода и других взрывоопасных газов;
- минимизация выхода радиоактивности за пределы помещений АЭС.

Даная глава посвящена практическому применению программы *STEPAN-T* и рассмотрению тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием, т.е. предполагается потеря электроснабжения от энергосистемы, а также невозможность осуществить питание станции от дизель-генераторов. Это приводит к автоматическому останову реактора в режиме БСМ.

Необходимо отметить, что в настоящий момент реакторы РБМК оснащены мобильной техникой, что значительно повысило возможности по предотвращению перехода запроектной аварии с полным обесточиванием в тяжелую стадию. Однако рекомендации МАГАТЭ и Российские нормативные документы, тем не менее, требуют рассмотрения развития аварии на тяжелой стадии.

При рассмотрении аварии с полным обесточиванием можно условно выделить два основных этапа:

- первый – выпаривание теплоносителя;
- второй – разогрев обезвоженной активной зоны.

Предполагается, что на первом этапе ~1 ч давление в контуре многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) снижено до величины, близкой к атмосферному. В противном случае можно ожидать множественные разрывы каналов и разрушение реактора, и рассматривать дальнейший разогрев реактора не имеет смысла.

В данный момент ряд энергоблоков РБМК-1000 остановлены для подготовки к выводу из эксплуатации, основные отличия состояний остановленного энергоблока, от состояния на мощности заключаются в следующем:

- разные уровни остаточного энерговыделения;
- для состояния при работе на мощности давление в КМПЦ – 70 атм, для остановленного – 1 атм;
- для остановленного энергоблока температуры в активной зоне и окружающих реактор металлоконструкциях – 100 °С.

Моделирование начиналось с момента, когда в результате предшествующего выпаривания части теплоносителя уровень воды опускается до верхнего среза графитовой кладки. В качестве начального состояния в расчетах использовалось фактическое состояние реактора.

4.1 Развитие аварии с полным обесточиванием при работе реактора на номинальной мощности

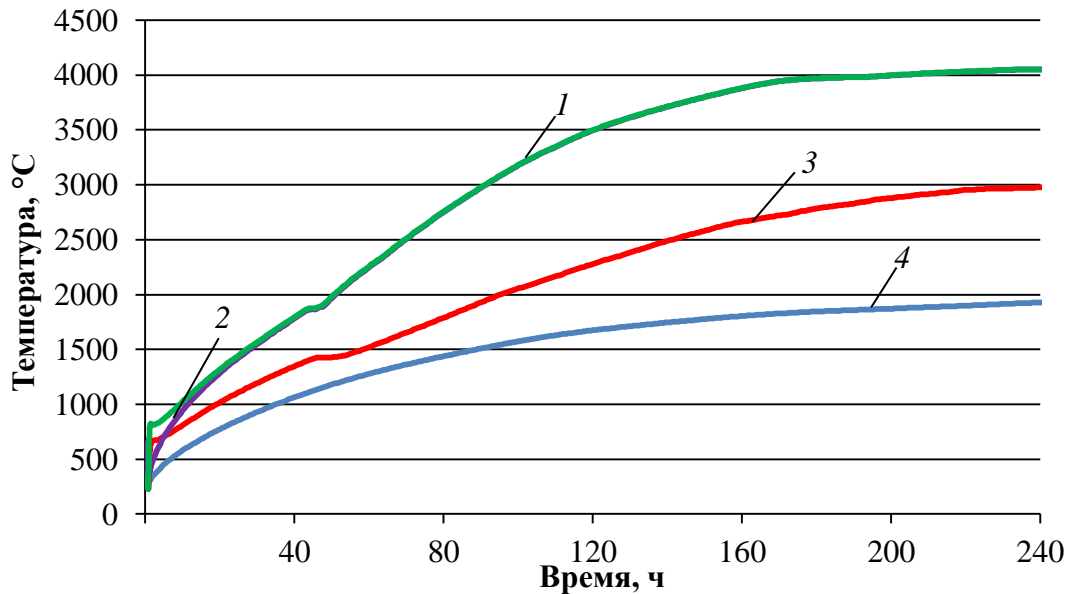
4.1.1 Развитие аварии без управляющих воздействий

4.1.1.1 Температурный режим активной зоны и окружающих реактор металлоконструкций в ходе аварии

Моделирование развития аварии без управляющих воздействий необходимо, чтобы понять временную последовательность и характер разрушений, которые неизбежны в таком типе аварии, и на основании этого предложить меры по ослаблению последствий аварии.

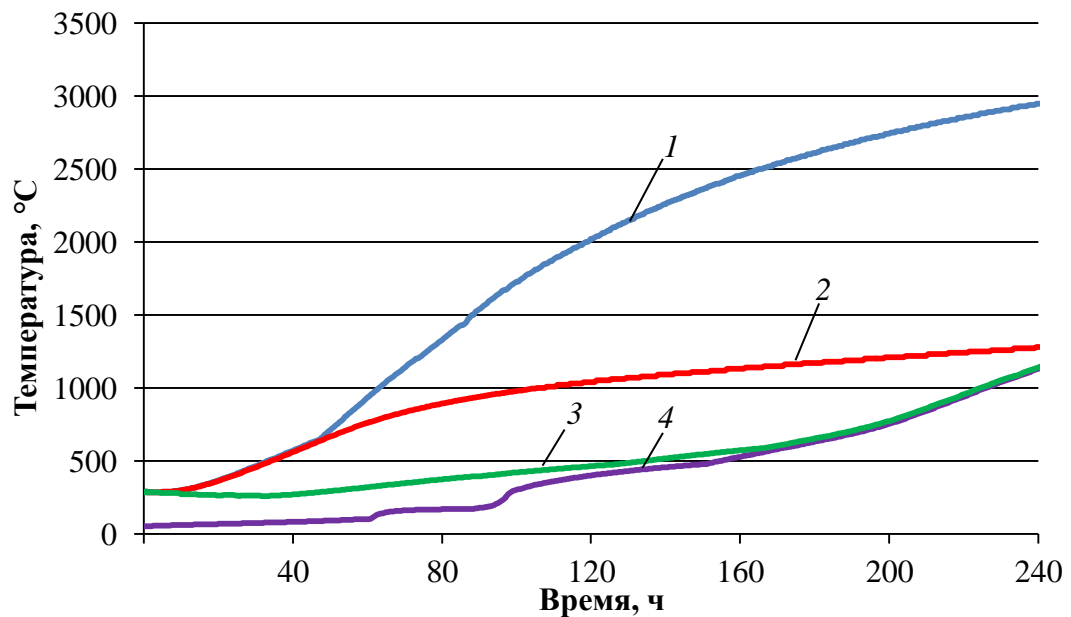
Остатки воды в КМПЦ после снижения давления начнут испаряться, и начнется второй этап, разогрев обезвоженного реактора, который рассмотрен

ниже. На рисунке 4.1.1 (а) приведены распределения температур в активной зоне, а на рисунке 4.1.1 (б) приведены зависимости температур внутренних поверхностей схем «Е», «ОР», «КЖ» и «Л».



(а)

1 – максимальная температура топлива; **2** – максимальная температура графита;
3 – средняя температура топлива; **4** – средняя температура графита



(б)

1 – максимальная температура внутренней поверхности схемы «ОР»;
2 – максимальная температура внутренней поверхности схемы «Е»;
3 – максимальная температура схемы «КЖ»;
4 – максимальная температура внутренней поверхности схемы «Л»

Рисунок 4.1.1 - Зависимости температуры от времени в активной зоне (а),
в окружающих активную зону металлоконструкциях (б)

Из рисунков 4.1.1 (а) и 4.1.1 (б) видно, что в процессе развития аварии в условиях полного отсутствия охлаждения реактора водой неизбежно ожидаются следующие повреждения как элементов активной зоны реактора, так и окружающих реактор конструкций.

1. Температура графита 660 °С достигается через 5 час после начала аварии, следовательно можно ожидать плавление алюминиевых деталей стержней СУЗ. Контур СУЗ обезвоживается в начале аварии после останова насосов при обесточивании. Необходимо отметить, что все без исключения стержни СУЗ имеют алюминиевые элементы:

- гильзы стержней КРО, исполняющие функции ручного регулирования (РР) и автоматического регулирования (АР), выполнены из алюминия;
- оболочки стержней УСП, входящие в а.з. снизу, и АЗ, выполнены из алюминия.

Обрываются нижние части гильз КРО с опорами и перемещаются на 3,7 м в подреакторную зону на упоры каналов, но поглощающие элементы остаются на месте. Для сохранения положения поглощающих элементов в активной зоне должна быть выполнена операция по постановке СП каналов СУЗ с КРО на ручное управление из ЦЗ (установить СП на механические защелки в ЦЗ). После плавления алюминиевых гильз стержней КРО поглощающие элементы, содержащие титанат диспрозия в стальных оболочках, могут потерять дистанцирование и сместиться в плотный пучок, ниже, в разделе про реактивность (см. раздел 4.1.1.2), данное явление будет обсуждаться. При этом поглощающие элементы стержней КРО останутся в твердом состоянии вплоть до температуры плавления стали – 1450 °С. Плавление оболочек стержней АЗ вызовет “проседание” столба поглощающих втулок вниз на 0,5 м, где столб упирается в нижнюю конструкцию канала АЗ, препятствующую дальнейшему движению втулки вниз. Сами втулки из карбида бора сохранятся вплоть до 2000 °С. Стержни УСП после плавления алюминиевой оболочки уйдут под а.з. На рисунке 4.1.2 показана зависимость числа стержней УСП, покинувших а.з.

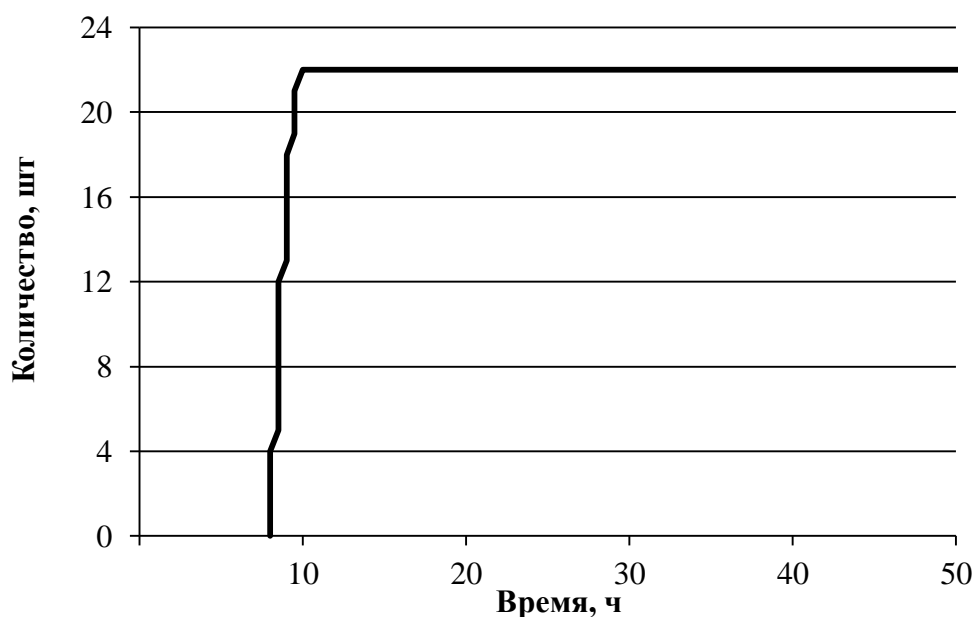


Рисунок 4.1.2 - Зависимости количества разрушенных стержней УСП от времени

Из зависимости на рисунке 4.1.2 видно, что через 8 час из активной зоны уйдет первый стержень УСП, а к 10 час а.з. покинут все 22.

2. Температура топлива $700\text{ }^{\circ}\text{C}$ достигается через 1,5 час после начала аварии, следовательно можно ожидать разгерметизации оболочек твэл. Выходящие из-под оболочки твэлов радионуклиды будут мигрировать по КМПЦ в барабан-сепараторы и далее, при открытых БРУ-К, в конденсаторы турбин. Выход радионуклидов во время тяжелой аварии с полным обесточиванием РБМК описан в работе [89] и статье [111] с применением программы для ЭВМ *STEPAN-T*. Возможен выход в центральный зал части радионуклидов через центральные трубки. Также необходимо отметить, что при $700\text{ }^{\circ}\text{C}$ возможен обрыв центрального стержня ТВС, и оба пучка опустятся менее чем на 0,5 м вниз, однако в целом на течение аварии это влияет довольно слабо. На рисунке 4.1.3 показана зависимость количества разгерметизировавшихся ТВС от времени.

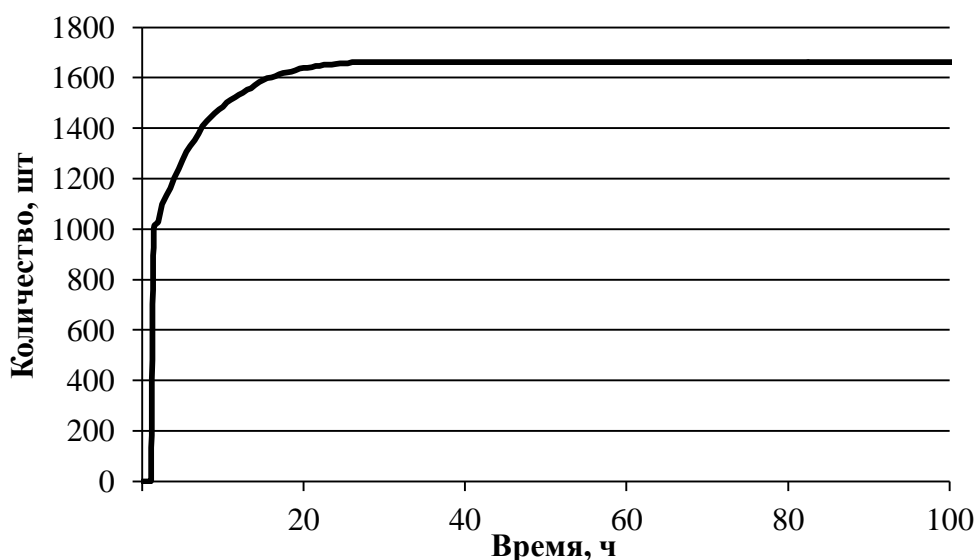


Рисунок 4.1.3 - Зависимости количества разгерметизировавшихся ТВС от времени

Как видно из рисунка 4.1.3 к 1,5 час разгерметизируются твэлы первой ТВС в канале с максимальной температурой по а.з., а к 30 час разгерметизируются все ТВС.

3. Температура топлива 850 °С достигается через 6 час после начала аварии, соответственно можно ожидать разгерметизации труб каналов, образуются свищи. Генерируемый водород и радионуклиды будут выходить также и в РП. Из РП водород и радионуклиды будут поступать в СЛА. Поступление пара в РП может ускорить пароциркониевую реакцию за счет реакции на внешней поверхности труб, это обсуждалось в разделе 2.3.4. Пароциркониевая реакция идет с выделением теплоты, однако скорость генерации тепла в ней составляет менее 5% от генерации за счет остаточного энерговыделения. На рисунке 4.1.4 показана зависимость количества разгерметизировавшихся труб ТК от времени.

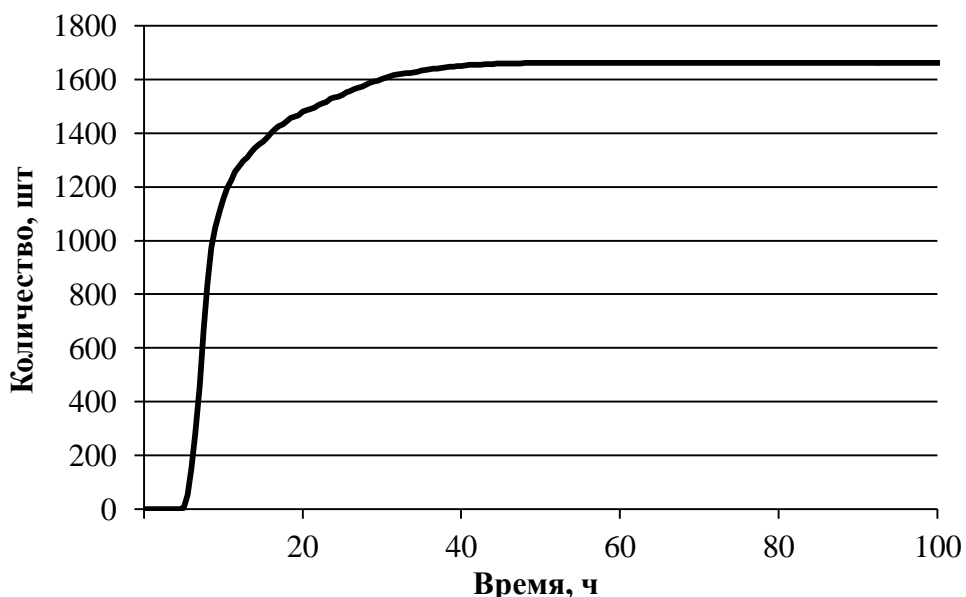


Рисунок 4.1.4 - Зависимости количества разгерметизировавшихся труб ТК от времени

Как видно из рисунка 4.1.4, к 6 час разгерметизируются первые трубы ТК, а к 50 часу разгерметизируются все 1662 трубы ТК.

4. Температура графита $1450\text{ }^{\circ}\text{C}$ достигается через 27 час после начала аварии, соответственно можно ожидать плавление стальных элементов активной зоны: поглощающих элементов КРО и ДП. Несмотря на «уход» поглотителей и уменьшение подкритичности реактора, она сохранится на достаточном уровне из-за большого отрицательного эффекта реактивности от разогрева графита при наличии уран-эрбиевого топлива. Это будет обсуждаться ниже, в разделе про подкритичность (см. раздел 4.1.1.2). На рисунке 4.1.5 показана зависимость числа разрушенных каналов КРО и ДП от времени. Загрузка активной зоны, которая использовалась при расчетах, включала в себя 136 стержней КРО и 10 ДП.

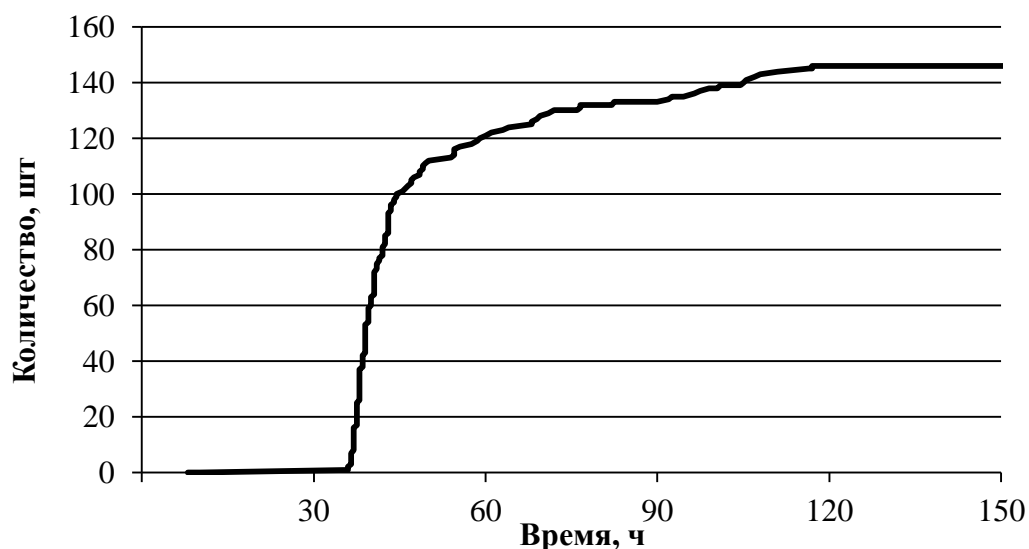


Рисунок 4.1.5 - Зависимости количества разрушенных КРО и ДП от времени

Несмотря на то, что максимальная температура графита достигает критической величины $1450\text{ }^{\circ}\text{C}$ к 27 час, первая ячейка СУЗ с разрушенными пэлами КРО появится только к 37 час, как видно из рисунка 4.1.5, а к концу 120 час в а.з. будут разрушены все стержни КРО и ДП.

5. Температура топлива $1850\text{ }^{\circ}\text{C}$ достигается через 43 час после начала аварии, соответственно можно ожидать плавление циркониевых элементов конструкции активной зоны: ТВС и труб ТК. Развитие аварии после плавления циркониевых элементов конструкции а.з. обсуждается в разделе 2.3.3. На рисунке 4.1.6 показана зависимость количества каналов, в которых разрушены циркониевые элементы конструкции, от времени.

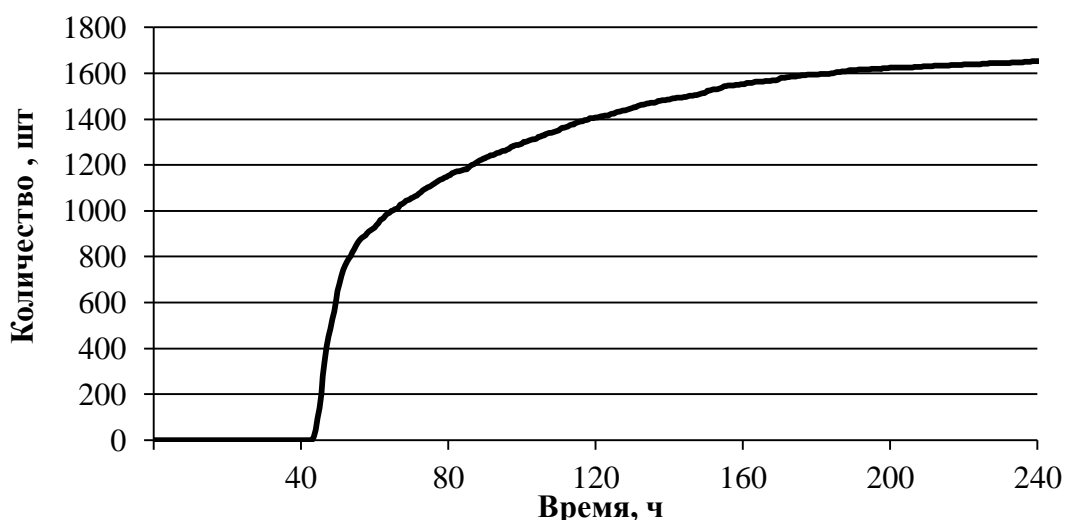


Рисунок 4.1.6 - Зависимости количества каналов ТК с разрушенными циркониевыми элементами конструкции от времени

Как видно из рисунка 4.1.6, к 240 час в а.з. будет 1652 ТК с разрушенными циркониевыми элементами конструкции, картограмма таких каналов, в которых образуются топливные столбы, представлена на рисунке 4.1.7.

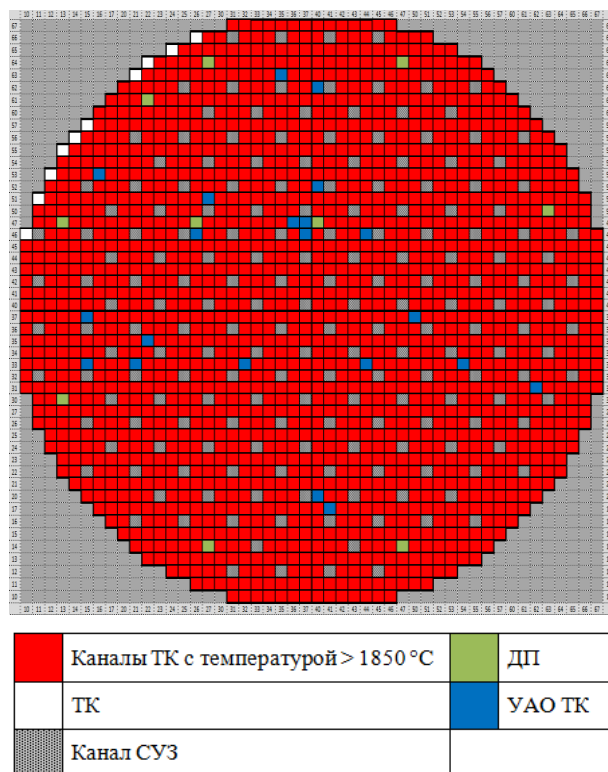


Рисунок 4.1.7 – Картограмма ТК с разрушенными циркониевыми элементами конструкции на момент 240 час

В процессе эксплуатации РУ РБМК-1000 периодически возникают дефекты в элементах пароводяных коммуникаций или в стояке верхнего тракта ТК контура многократной принудительной циркуляции. При обнаружении подобного дефекта из дефектной ячейки извлекается ТВС и для организации охлаждения ТК устанавливается устройство аварийного охлаждения технологических каналов (УАО ТК).

6. Температура графита 2000 °С достигается через 51 час после начала аварии, соответственно можно ожидать плавление поглощающих втулок из карбида бора стержней АЗ. На рисунке 4.1.9 показана зависимость количества каналов АЗ, в которых разрушены поглощающие втулки, от времени.

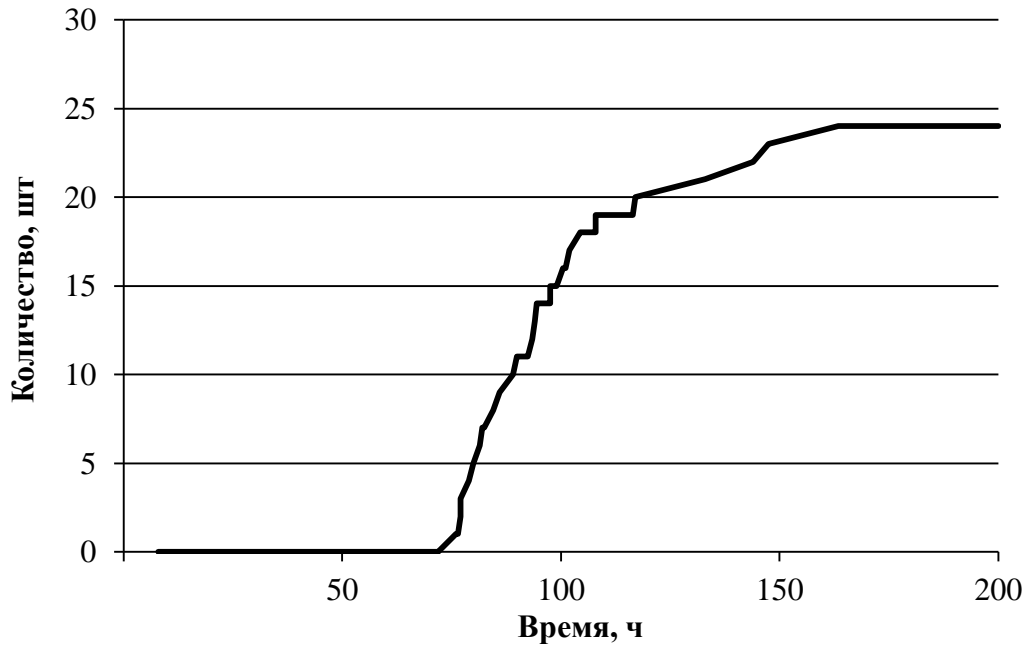


Рисунок 4.1.8 - Зависимость количества каналов АЗ с разрушенными поглощающими втулками от времени

Как видно из рисунка 4.1.8, к 240 час в а.з. будет 24 каналов АЗ с разрушенными втулками из карбида бора, их картограмма представлена на рисунке 4.1.9.

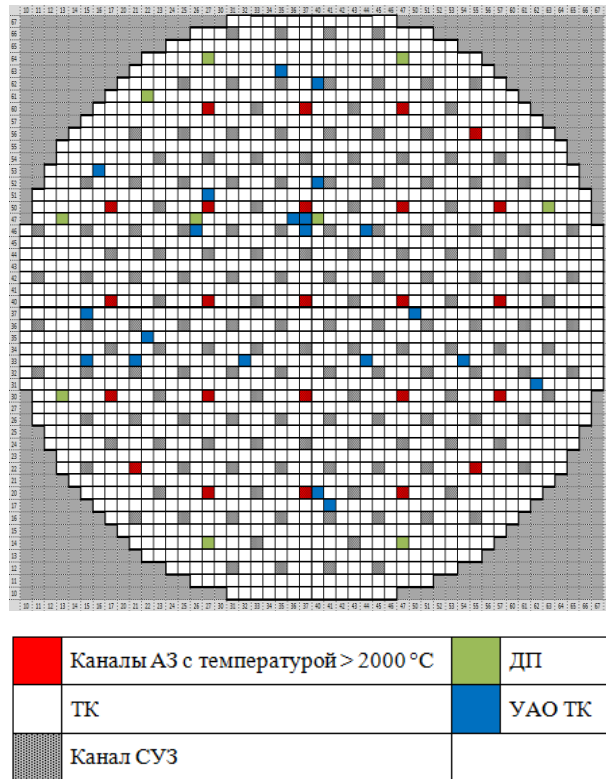
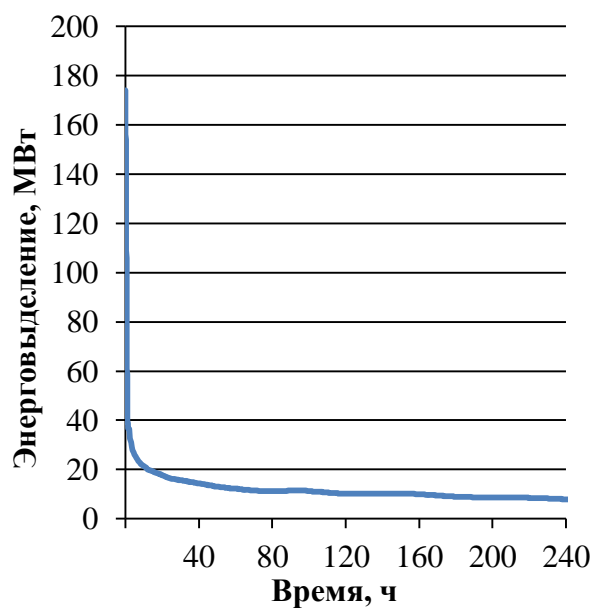


Рисунок 4.1.9 - Картограмма каналов АЗ с разрушенными поглощающими втулками на момент 240 час

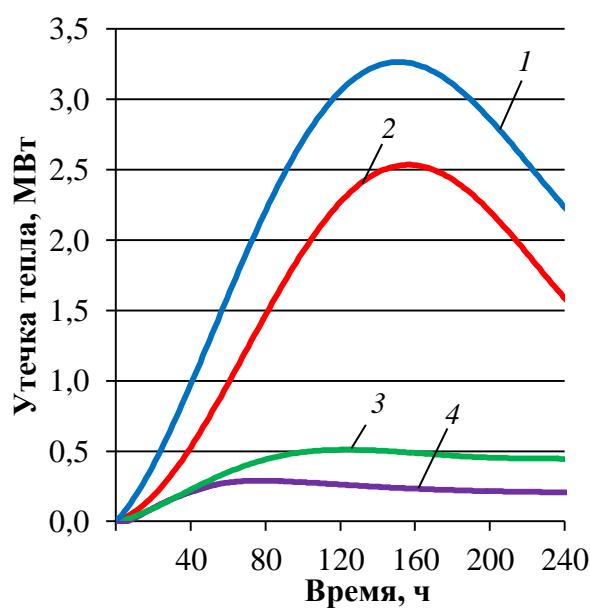
7. Температура топлива 2860 °С достигается через 85 час после начала аварии, соответственно можно ожидать плавление таблеток из диоксида урана (для выгоревшего топлива температура плавления, соответственно, ниже, она находится в диапазоне ~2650-2860 °С [112]). Но необходимо отметить, что говорить об образовании расплава в данном случае некорректно, как описано в разделе 2.3.3, после разрушения и смещения ТВС на 0,5м до сужения канала, сборка нижним торцом упирается в переходник сталь-цирконий. Далее при достижении температуры плавления циркония, в каналах образуются топливные столбы (смесь диоксида урана и циркония), соответственно нижний торец будет в твердом состоянии при температуре 1450°С, а в верхней части столба возможно образование расплава.

8. Температура графита 3000 °С достигается через 92 час после начала аварии, соответственно при данной температуре графитовые блоки теряют прочность и рассыпаются в порошок [105]. В *STEPAN-T*, однако, разрушение графитовой кладки не моделируется.

9. Теперь рассмотрим температурный режим окружающих реактор металлоконструкций. Металлоконструкции будут греться за счет утечек тепла за пределы а.з. и как показано на рисунке 4.1.1 (б), температуры достигнут существенных величин, достаточных для их разрушения. На рисунках 4.1.10 (а) приведена зависимость интегрального энерговыделения от времени, а на рисунке 4.1.10 (б) приводятся зависимости утечки тепла за пределы а.з.



(а)



(б)

- 1 – суммарная утечка в схеме «Л», «Е», «ОР»;
 2 – утечка в схему «Л»;
 3 – утечка в схему «ОР»;
 4 – утечка в схему «Е»

Рисунок 4.1.10 – Зависимости интегрального энерговыделения (а) и утечки тепла в окружающие активную зону металлоконструкции (б) от времени

Как видно из зависимостей, представленных на рисунках 4.1.10, даже к 240 час, интегральное энерговыделение будет превышать утечку тепла в несколько раз. Рост утечки тепла в схему «Л» до 160 час связан в первую очередь с выкипанием теплоносителя в данной металлоконструкции.

Боковая биологическая защита, схема «Л», представляет собой кольцевой бак с герметичными отсеками, заполненной водой (~700 т). На схему «Л» опирается плита верхней биологической защиты (схема «Е») и при потере устойчивости стенок баков схема «Е» начнет проседать вниз, возможно разрушение кожуха реактора, схемы «КЖ», и разгерметизация РП. На рисунке 4.1.11 показана зависимость уровня воды в баках схемы «Л» от времени.

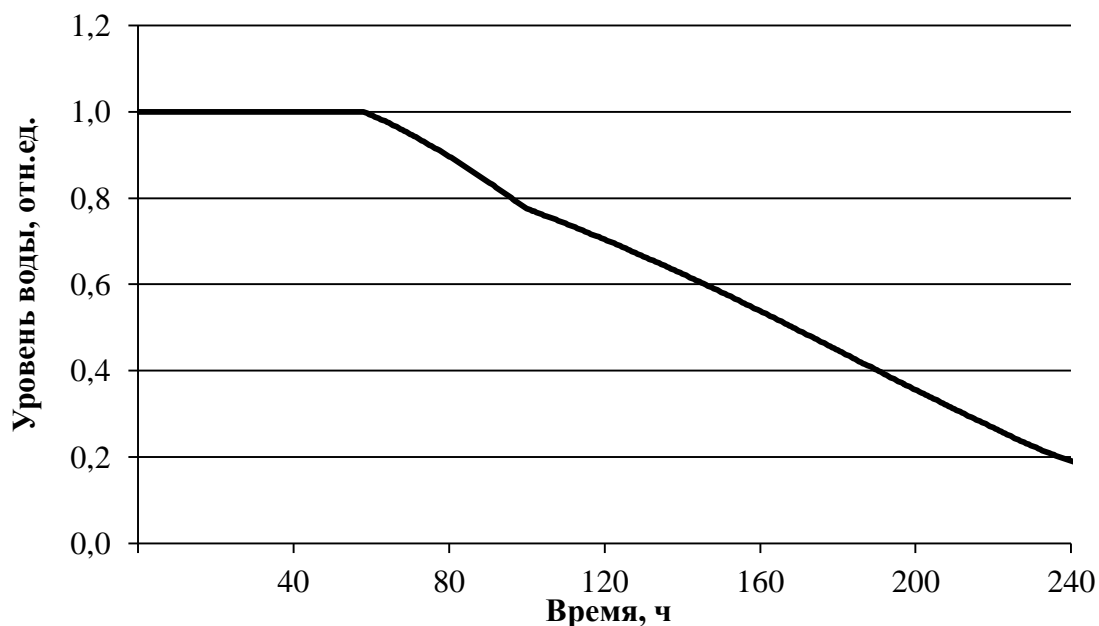


Рисунок 4.1.11 – Зависимость уровня воды в баках схемы «Л»

Вода в баках схемы «Л», боковой биологической защиты, будет греться вследствие радиальной утечки тепла и, как видно из приведенного выше рисунка 4.1.1 (б), максимальная температура внутренней поверхности схемы «Л» к 240 час будет на уровне 1100 °С. Как видно из рисунка 4.1.11, начиная с 58 час уровень воды в баках схемы «Л» начнет достаточно резко снижаться. Соответственно, к 58 час необходимо организовать подпитку, иначе в результате обезвоживания и разогрева стенок баков схемы «Л», возможно проседание схемы «Е».

На рисунке 4.1.1 (б) также приведена максимальная температура кожуха реактора, схемы «КЖ», к 240 час она будет составлять 1100 °С. Соответственно, возможно разрушение схемы «КЖ» и разгерметизация РП.

Максимальная температура внутренней поверхности схемы «Е», верхней биологической защиты, достигнет достаточно высокого уровня – 1300 °С, при этом средняя температура будет – 450 °С, соответственно разрушений не ожидается.

Относительно нижней биологической защиты, схемы «ОР», ситуация иная, к моменту времени 50 час, температура внутренней поверхности начинает резко расти. К схеме «ОР» начинают приближаться топливные столбы (смесь

топливных таблеток и расплава), к этому моменту в активной зоне будет 650 разрушенных каналов ТК. Необходимо заметить, что движению топливных столбов вниз по каналу будет препятствовать сужение на нижней границы графитовой кладки, в районе переходника сталь-цирконий. Температура стальной части канала имеет существенно меньшее значение, чем температура циркония и диоксида урана в активной зоне, соответственно образовавшиеся топливные столбы нижним торцом будут упираться в сталь, нагревая её и затем плавить, перемещаясь ниже по схеме «ОР». На рисунке 4.1.12 представлены зависимости температуры схемы «ОР» от времени.

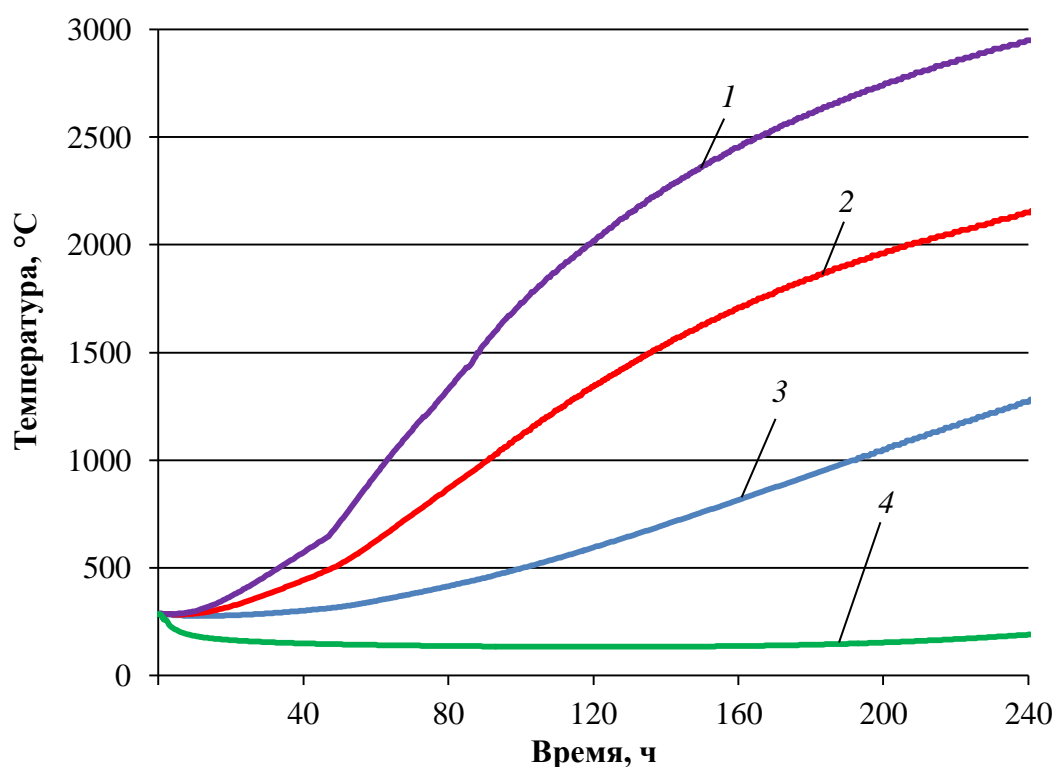


Рисунок 4.1.12 – Зависимости температур схемы «ОР» от времени

- 1 – максимальная температура внутренней поверхности;**
- 2 – средняя температура внутренней поверхности;**
- 3 – средняя температура; 4 – средняя температура внешней поверхности**

Как видно из рисунков 4.1.1 (б) и 4.1.12 к 50 час температура внутренней поверхности схемы «ОР» начинает резко расти, топливные столбы начинают приближаться к нижней биологической защите, ускоряя её нагрев. К 88 час максимальная температура внутренней поверхности схемы «ОР» достигает

величины 1450 °С, следовательно топливные столбы начинают проникать внутрь нижней биологической защиты.

В дальнейшем при развитии аварии возникает неопределенность:

- либо схема «ОР» будет проплавлена спустя значительное время, порядка нескольких суток, после чего топливо в составе топливосодержащих масс (ТСМ) проникнет в подреакторное помещение;
- либо вследствие нагрева схема «ОР» разрушится и топливо вместе с графитом и материалами металлоконструкций, в первую очередь схемы «ОР», проникнет в подреакторное помещение.

В пользу второго варианта говорят оценочные прочностные расчеты, выполненные в НИЦ «Курчатовский институт», которые, однако могут быть слишком консервативны и недостаточно детальны из-за довольно сложной конструкции нижней биологической защиты.

Однако модель, заложенная в *STEPAN-T*, основывается на первом варианте развития аварии, т.к. в его пользу говорят данные, полученные на аварийном Чернобыльском 4-ом энергоблоке (это обсуждается разделе 2.3.8), в которых установлено, что схема «ОР» не была разрушена, но в ней был проплавлен один квадрант, а остальные три – целы.

Ниже приводятся выводы о возможности разрушения нижней биологической защиты, схемы «ОР»:

- верхняя плита схемы «ОР» нагревается достаточно существенно в ходе аварии с полным обесточиванием, максимальная температура внутренней поверхности схемы «ОР» к 240 час после начала аварии находится на уровне 2950 °С, при этом средняя температура внутренней поверхности – 2150 °С;
- средняя температура схемы «ОР» к 240 час после начала аварии принимает значение – 1270 °С;
- температура плавления схемы «ОР» будет достигнута на 88 час после начала аварии;

- согласно исследованиям, проведенным в НИЦ «Курчатовский институт» (второй вариант, описанный выше), температурный предел для разрушения схемы «ОР» лежит в диапазоне 600-700 °С (600 °С – предел области упругой деформации) по средней температуре, по представленным расчетам на рисунке 4.1.12 данный предел будет достигнут к 125 час;
- исходя из всего выше сказанного разрушение схемы «ОР» возможно к 125 час после начала аварии.

Организация охлаждения схемы «ОР» могла бы остановить движение разрушенного топлива вниз в подаппаратное помещение, образовав своеобразную ловушку для разрушенного топлива. Однако технические возможности для такого охлаждения представляются неясными.

Ниже, в таблице 4.1.1, резюмируется последовательность событий развития аварии с полным обесточиванием энергоблока.

Таблица 4.1.1 – Последовательность событий в развитии аварии с полным обесточиванием без управляющих воздействий (аварии предшествовала работа энергоблока на мощности)

№	Время с момента начала аварии, час	Событие
1	1,5	Разгерметизация оболочек ТВЭЛ. Накопленные под оболочкой ТВЭЛ ПД выходят в объем КМПЦ
2	5	Начало плавления алюминиевых деталей стержней СУЗ (гильзы КРО – кластерных регулирующих органов, оболочки стержней АЗ и укороченных стержней-поглотителей)
3	6	Разгерметизация канальных труб ТК, образуются свищи. Генерируемый водород и ПД выходят в РП
4	27	Плавления стальных деталей поглотителей (пэлы КРО, ДП)
5	43	Разрушение циркониевых элементов активной зоны (ТВС и труб каналов). Обрушения ТВС, естественно, начинаются в зоне плато, затем распространяются по всей активной зоне. Образование «топливных столбов»

№	Время с момента начала аварии, час	Событие
6	51	Начинается плавление поглощающих втулок из карбида бора стержней АЗ
7	58	Снижения уровня воды в баках схемы «Л» со скоростью 0,004 отн.ед./час
8	85	Плавление таблеток из диоксида урана в канале с максимальной температурой
9	88	Максимальная температура верхней плиты схемы «ОР» – 1450°C. Средняя по верхней плите температура – 950°C. Средняя температура схемы «ОР» – 450°C. Топливо начинает проникать внутрь схемы «ОР»
10	92	Графитовые блоки теряют прочность и рассыпаются в порошок

4.1.1.2 Реактивность в ходе аварии

Зависимость реактивности реактора от времени, полученная по программе *STEPAN-T*, для сценария аварии без управляющих воздействий, представлена на рисунке 4.1.13. Кроме подкритичности в горячем состоянии (при текущих температурах расчета) реактора приведена также реактивность для реактора в случае его охлаждения до температур порядка 100°C.

Перечислим события, которые оказали влияние на величину реактивности на начальной стадии:

1. На начальной фазе аварии в реактор вводятся все стержни типа РР и стержни АЗ. Постулируется, что стержни УСП остаются в том положении, в котором они находились перед обесточиванием.

2. После остановки подкритичность начинает возрастать, так как начинается «движение в йодную яму».

3. После снижения давления активная зона обезвоживается, начинается разогрев реактора. Как обезвоживание, так и разогрев дополнительно увеличат подкритичность.

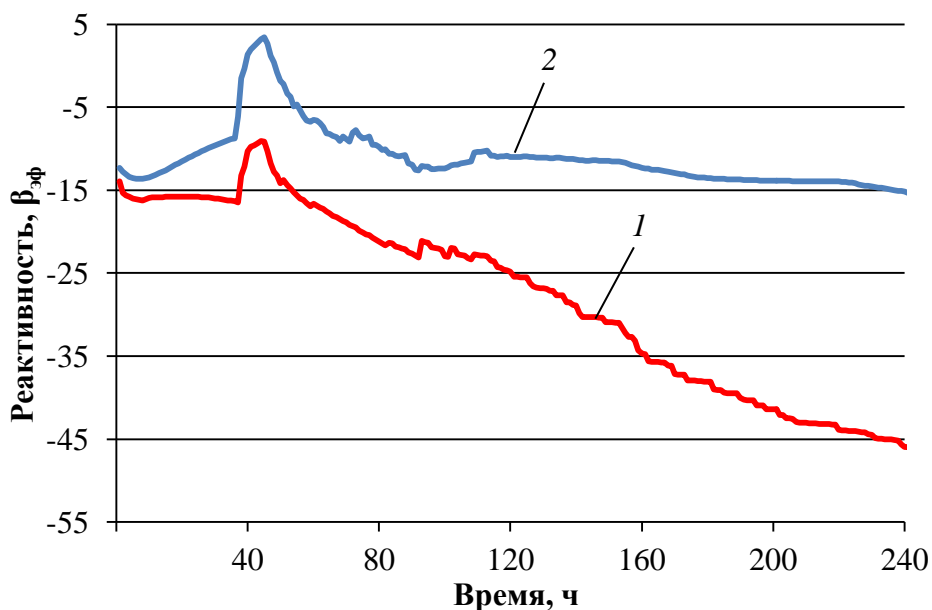


Рисунок 4.1.13 - Зависимость реактивности от времени

- 1 – реактивность в горячем состоянии;
2 – реактивность в холодном состоянии**

Вначале обсудим основной эффект реактивности, из-за которого происходит увеличение подкритичности при разогреве. Температурный коэффициент реактивности графита на РБМК «исторически» положителен. Т.е. из-за разогрева графита можно было бы ожидать снижения подкритичности. Однако коэффициент реактивности соответствует малым изменениям температуры для реактора, работающего на мощности. При больших изменениях зависимость оказывается другой. На рисунке 4.1.14 показана полученная в расчетах зависимость реактивности от температуры графита для исследуемого состояния реактора.

При расчете использовались однородные распределения температур.

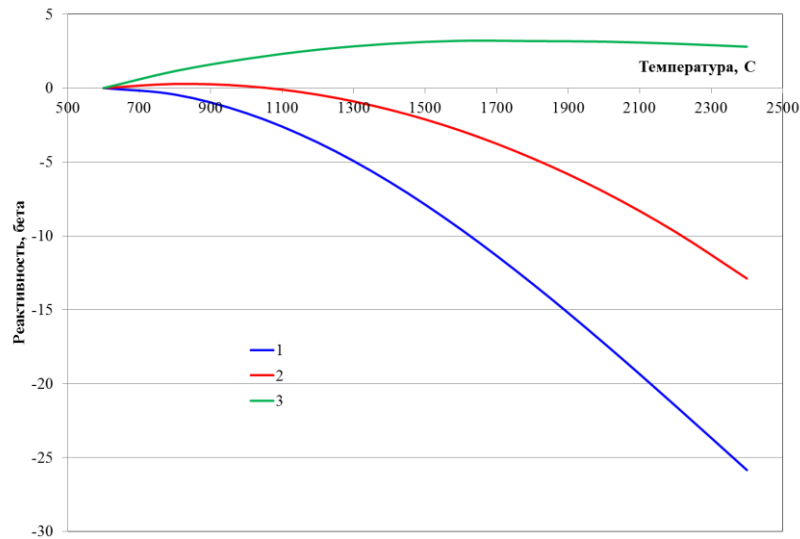


Рисунок 4.1.14 - Зависимость реактивности от температуры графита

Приведены три кривые. Кривая 1 соответствует обезвоженному реактору. Кривая 2 реактору с водой в каналах (это состояние с водой следует рассматривать как методическое). Для обезвоженного реактора характерно быстрое уменьшение реактивности при разогреве. При сохранении в каналах воды на начальном этапе разогрева выделяется участок с ростом реактивности (соответствующий положительности коэффициента реактивности по температуре графита), затем также начинается ее быстрое снижение.

Основной механизм, ответственный за снижение реактивности при разогреве графита, заключается в ужесточении спектра нейтронов при разогреве и смещении его максимума в сторону резонанса в сечении поглощения эрбия при 0,47 эВ. В случае сохранения воды в канале ее влияние на формирование спектра нейтронов на начальном этапе разогрева смягчает описанный выше эффект смещения.

То, что снижение реактивности при разогреве объясняется именно влиянием эрбия, присутствующего в топливе, подтверждается расчетом зависимости реактивности от температуры на «доэрбиевых» состояниях реакторов. На рисунке 4.1.14 приведена кривая 3, полученная для реактора энергоблока № 3 Ленинградской АЭС в состоянии 1995г. (топливо с обогащением 2,4%, 80 ДП). Видно, что реактивность в начале разогрева заметно растет, а затем начинает снижаться, оставаясь положительной. Это

снижение объясняется в данном случае влиянием $Pu-240$, накопленного в топливе. $Pu-240$ также имеет резонанс в сечении поглощения, но при 1,0 эВ. При ужестчении спектра нейтронов из-за разогрева максимум спектра движется к этому резонансу, увеличивая поглощение.

Таким образом, благодаря уран-эрбиевому топливу, при разогреве графита подкритичность должна заметно возрастать. Это также проверялось при помощи независимого расчета по $MCNP$, нагрев на 1000 К снижает реактивность примерно на 10 %, что достаточно хорошо согласуется с результатами $STEPAN-T$, дающей 9 %.

Как отмечалось выше, к 5 час достигается температура плавления алюминиевых элементов конструкции стержней СУЗ, и стержни УСП начинают уходить из а.з. Стержни УСП при плавлении оболочек обрываются и перемещаются под а.з., это снизит подкритичность на величину около $0,3 \cdot \beta$. Такое незначительное снижение связано с тем, что максимум аксиального нейтронного распределения находится в верхней части а.з. Положительную реактивность, которую вносят разрушенные стержни УСП, компенсирует вклад отрицательной реактивности по температуре графита (влияние эрбия).

В процессе разогрева ожидается плавление алюминиевых гильз КРО. Плавление гильз несколько снижает эффективность пэлов. По расчету снижение подкритичности составит около $1 \cdot \beta$. Кроме того, после их плавления теоретически возможно «схлопывание» пучков пэл КРО. На рисунке 4.1.15 приведены зависимости реактивности в горячем состоянии для 3-х вариантов: 1 – без учета разрушения стержней; 2 – с учетом плавления и ухода алюминиевых гильз КРО; 3 – с учетом «схлопывания» пэл в плотный пучок после плавления гильз.

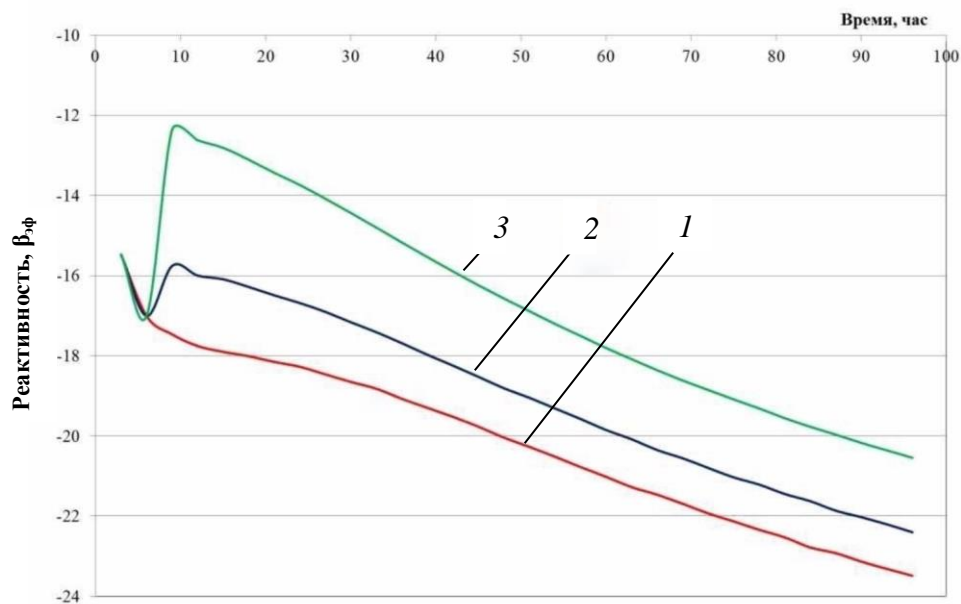


Рисунок 4.1.15 - Реактивность в горячем состоянии (плавление пэл не учитывается)

Видно, что даже в 3-м, наихудшем варианте, подкритичность достаточно велика. На рисунке 4.1.16 приведены соответствующие значения подкритичностей в холодном состоянии.

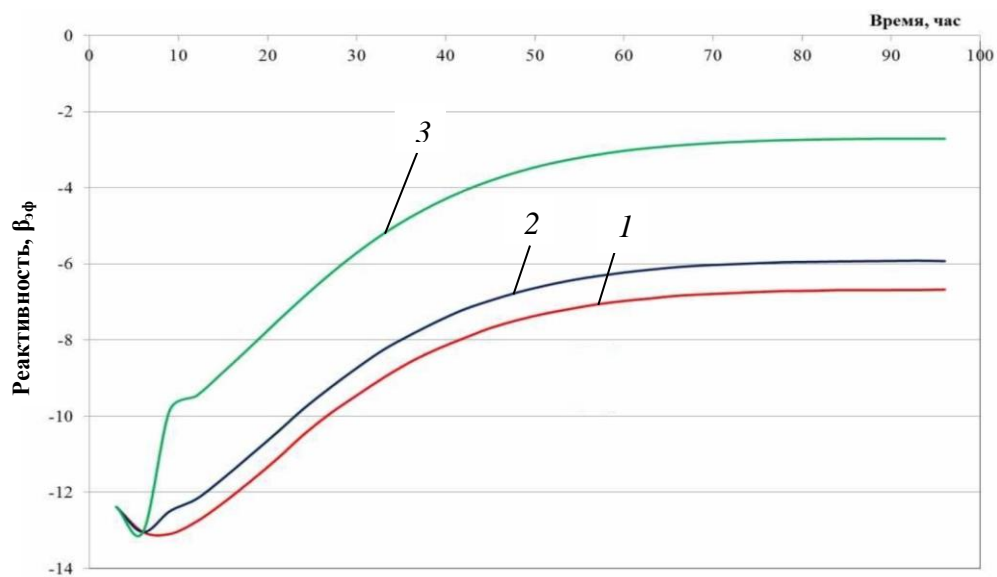


Рисунок 4.1.16 - Реактивность в холодном состоянии (плавление пэл не учитывается)

Здесь, как и следует ожидать, подкритичность существенно ниже, но, несмотря на плавление гильз и даже «схлопывание» пэл КРО, остается достаточной. Т.е. в результате охлаждения потери подкритичности не ожидается даже в худшем случае «схлопывания» пэл.

Эффект реактивности от смещения втулок стержней АЗ примерно на 0,5 м по расчету составляет $+0,5\beta$. Втулки сохраняют свою целостность до температуры около 2000 °С – плавление карбида бора. Однако, как показывает моделирование, к 51 час активную зону покинет первый стержень АЗ, всего таких стержней через 100 часов после начала аварии будет 15 шт.

Из зависимостей, представленных на рисунке 4.1.13 видно, что в горячем состоянии подкритичность при разогреве увеличивается (до момента 37 часов), с уровня 14β до $16,5\beta$, причина такого роста обсуждалась выше и связана со свойствами уран-эрбиевого топлива. После момента 37 час происходит резкое снижение величины подкритичности, которое связано с уходом из активной зоны стержней СУЗ, а точнее пэлов КРО (при достижении температуры в 1450 °С), которые вносят основной вклад в поддержание подкритичности. При достижении температуры плавления циркония 1850 °С начнется разрушение ТВС. В результате разрушения можно ожидать превращение кластерной конструкции ТВС в «топливный столб», расположенный в нижней части активной зоны. Данная трансформация ТВС в топливный столб существенно снижает реактивность, и подкритичность увеличивается. Причина увеличения подкритичности заключается в переходе от оптимальной (кластерная) к неоптимальной геометрии расположения топлива (в смысле влияния на коэффициент размножения). Первые «топливные столбы» образуются в активной зоне к 43 час, что коррелирует с зависимостью реактивности, представленной на рисунке 4.1.13. Для подтверждения вышесказанного, был проведен ряд расчетов коэффициентов размножения для различных компоновок канала при помощи программы *WIMS-D4* (на модели однородной решетки), результаты представлены в таблице 4.1.2.

Таблица 4.1.2 – Зависимость коэффициента размножения для различных компоновок канала в зависимости от величины выгорания топлива

Выгорание	0 МВт·сут/кг	15 МВт·сут/кг	30 МВт·сут/кг
Нормальный канал	K=1,1881	K=1,0973	K=0,8924
Топливный столб	K=0,9772	K=0,9754	K=0,8239

Под термином «нормальный канал» понимается штатное расположение ТВЭЛов в канале – кластерная геометрия. В расчетах, представленных в таблице 4.1.2, топливо не имеет пористости. В таблице 4.1.3 представлены значения коэффициента размножения для различных пористостей топлива в поврежденном канале в зависимости от выгорания.

Таблица 4.1.3 – Зависимость эффективного коэффициента размножения для различных пористостей топлива в поврежденном канале в зависимости от величины выгорания топлива

Выгорание	0 МВт·сут/кг	15 МВт·сут/кг	30 МВт·сут/кг
Пористость 0%	K=0,9772	K=0,9754	K=0,8239
Пористость 25%	K=0,9853	K=1,0016	K=0,8503
Пористость 50%	K=1,0001	K=1,0397	K=0,8864

Таким образом, переход от штатной геометрии ТВС к геометрии топливного столба уменьшает коэффициент размножения ячейки на 21 % для свежего и на 7 % для максимально выгоревшего топлива.

Если топливный столб имеет пористость 50 %, данные величины уменьшаются до 19 % для свежего и 0,6 % для максимально выгоревшего.

Во всех случаях разрушение топлива с переходом от кластерной геометрии к геометрии топливного столба будет давать существенный отрицательный эффект реактивности.

Вернемся к рисунку 4.1.13, в горячем состоянии реактор остается подкритичным, и на момент 240 час реактивность принимает значение -46β . В момент около 45 час из-за ухода поглотителей в холодном состоянии достигается надкритичность около 4β . Затем надкритичность снижается из-за разрушения ТВС и образования топливных столбов. В момент около 92 час начинается снижение подкритичности за счет выхода из топлива продуктов деления. С целью определения влияния выхода продуктов деления на подкритичность реактора был поведен ряд оценочных расчетов. Они представлены ниже. На рисунках 4.1.17 и 4.1.18 приведены расчетные зависимости подкритичности от времени на интервале до 240 час для разогретых состояний, полученных в процессе аварии, и для расхоложенных состояний, которые могут быть получены при охлаждении реактора в каждый расчетный момент времени.

Было рассмотрено три варианта: в первом – в топливе остаются как накопленные РВ, так и эрбий; во втором – из топлива выходят только накопленные РВ, а эрбий остается; в третьем – из топлива выходят РВ и эрбий.

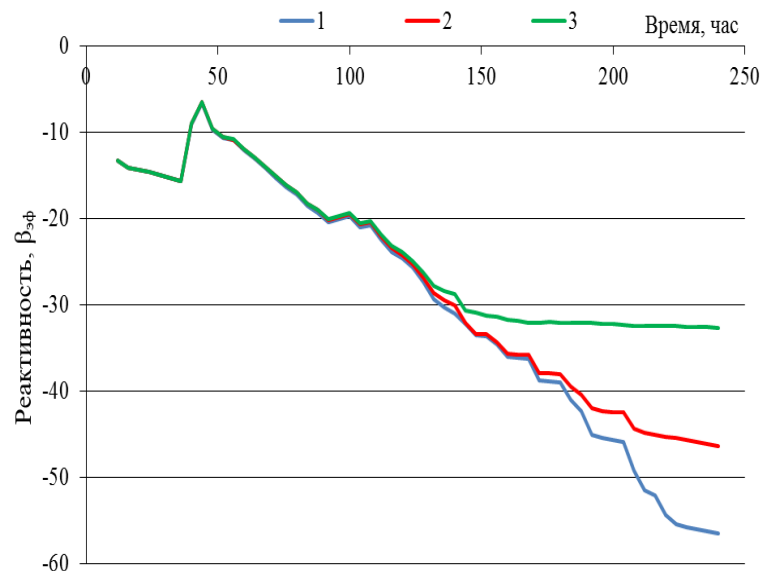


Рисунок 4.1.17 - Изменение реактивности реактора во времени для разогретого состояния, при текущих температурах

**1 – без выхода ПД и эрбия, 2 – с выходом ПД, эрбий остается в топливе,
3 – с выходом ПД и эрбия**

Для разогретого состояния свойственна глубокая подкритичность реактора, это наглядно иллюстрирует рисунок 4.1.17. Даже для самого неблагоприятного сценария, с выходом из топлива эрбия, кривая 3, подкритичность сохраняется на уровне $30 \cdot \beta_{эф}$. В остальных случаях ожидать возникновения повторной критичности тем более не стоит.

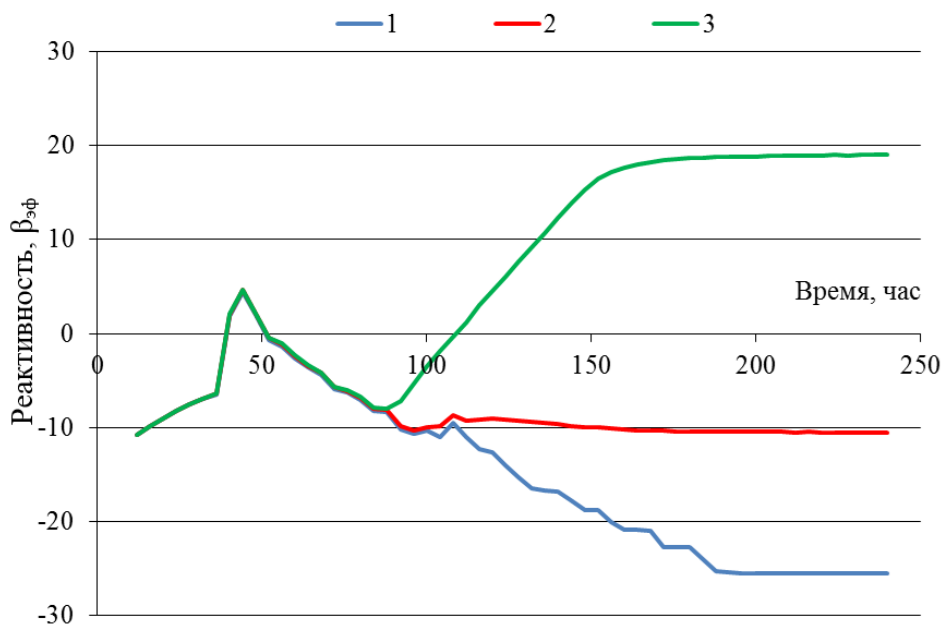


Рисунок 4.1.18 - Изменение реактивности реактора во времени, для расхоложенного состояния

1 – без выхода ПД и эрбия, 2 – с выходом ПД, эрбий остается в топливе, 3 – с выходом ПД и эрбия

Для расхоложенного состояния реактора ситуация резко меняется. Для первого и второго варианта, 1 и 2 кривые, после момента около 40 час (разрушения пэлов КРО) реактор остается в подкритическом состоянии, но в последнем случае, кривая 3, с выходом эрбия, надкритичность может быть получена при охлаждении, в районе 100 час.

Далее столбы начинают погружаться внутрь схемы «ОР», и это приводит к дополнительному значительному падению коэффициента размножения нейтронов в системе. Коэффициент размножения нейтронов в ячейке, в которой графит заменен на серпентинит, согласно расчетам, не превышает 0,2 из-за значительного поглощения нейтронов в серпентините.

4.1.1.3 Образование водорода в ходе аварии

После сброса давления в контуре МПЦ большая часть воды испарится. Некоторое количество (по проведенным оценкам около 30 т) остается в водяных коммуникациях (в каналах) под схемой «ОР». Нагреваемая в основном от схемы «ОР», эта вода будет давать расход пара, который, поднимаясь в активную зону, будет вступать в реакцию с цирконием оболочек ТВЭЛов и канальных труб. Необходимо отметить, что интенсивная пароциркониевая реакция протекает при температурах 1200 °С и более, в действительности реакция идет и при 700 °С. Схемы петли КМПЦ представлена на рисунке 4.1.19.

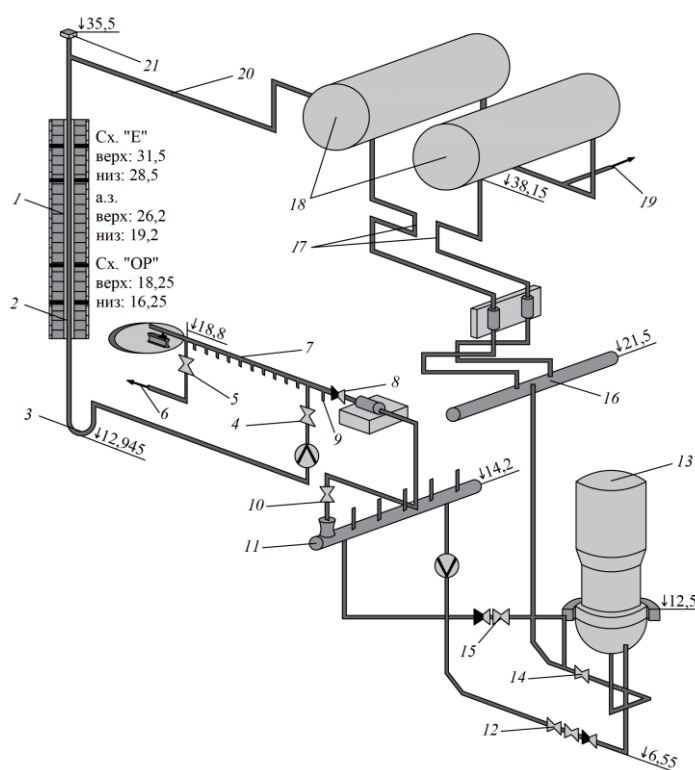


Рисунок 4.1.19 – Схема петли КМПЦ

1 – активная зона; 2 – технологический канал; 3 – нижние водяные коммуникации («калач»); 4, 5, 10, 12, 14, 15 – запорно-регулирующий клапан (ЗРК); 6 – система продувки тупиковых зон; 7 – раздаточный групповой коллектор (РГК); 8 – обратный клапан; 9 – система аварийного охлаждения реактора (САОР); 11 – напорный коллектор; 13 – главный циркуляционный насос (ГЦН); 16 – всасывающий коллектор; 17 – опускные трубопроводы; 18 – барабан-сепаратор (БС); 19 – система продувки и расхолаживания (СПиР); 20 - пароводяные коммуникации (ПВК); 21 – плитный настил

Основные запасы находятся в НВК (3), а именно в изгибе коммуникаций, «калачах». Как отмечалось выше, основным источником пара в активной зоне

является вода в НВК, на рисунке 4.1.20 представлена зависимость температур НВК от времени.

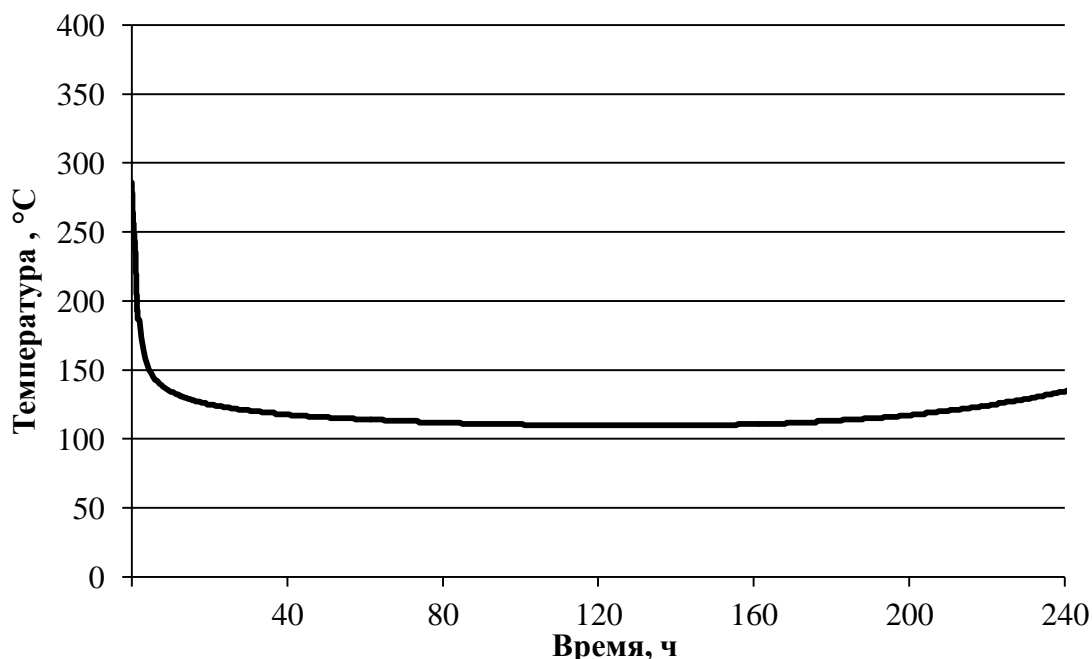


Рисунок 4.1.20 – Зависимости температуры НВК от времени

Как видно из рисунка 4.1.20, в районе 160 час начинается рост температур в НВК, следовательно, к этому моменту происходит обезвоживание нижних коммуникаций.

Расчет генерации водорода в программе *STEPAN-T* проводится на модели, основанной на законе Бейкера - Джаста. Рассматривается генерация во всех нодах, на которые поделена активная зона (1661 канал, в каждом канале по 16 аксиальных нод). При этом контролируется наличие в данной ноде пара (пар может быть полностью поглощён в реакции на ниже лежащих нодах), наличие циркония и его температура. При отсутствии в ноде пара и/или циркония выход водорода равен нулю.

На рисунке 4.1.21 показано, как изменяется во времени количество нод, в которых генерируется водород. Лишь часть из них будет задействована в генерации водорода, так как входящий снизу в канал водяной пар будет в полном объёме вступать в пароциркониевую реакцию в первых нодах по ходу потока, причем интенсивность реакции экспоненциально зависит от температуры топлива в данной ноде (растет с увеличением температуры).

Именно поэтому на рисунке 4.1.21 относительное количество нод вначале быстро нарастает, и затем снижается, по мере роста температур пара начинает не хватать. На рисунках 4.1.22 и 4.1.23 представлены зависимости скорости генерации и массы водорода от времени.

Рисунок 4.1.21 - Зависимость количества нод, генерирующих водород, от времени

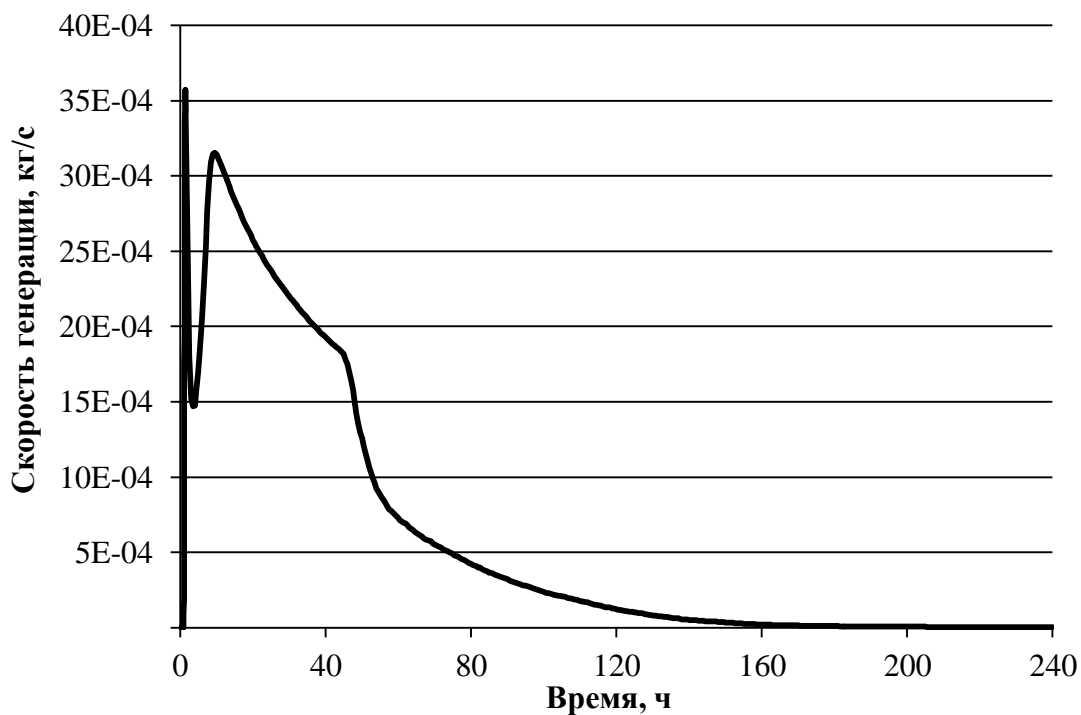


Рисунок 4.1.22 - Зависимость скорости генерации водорода от времени

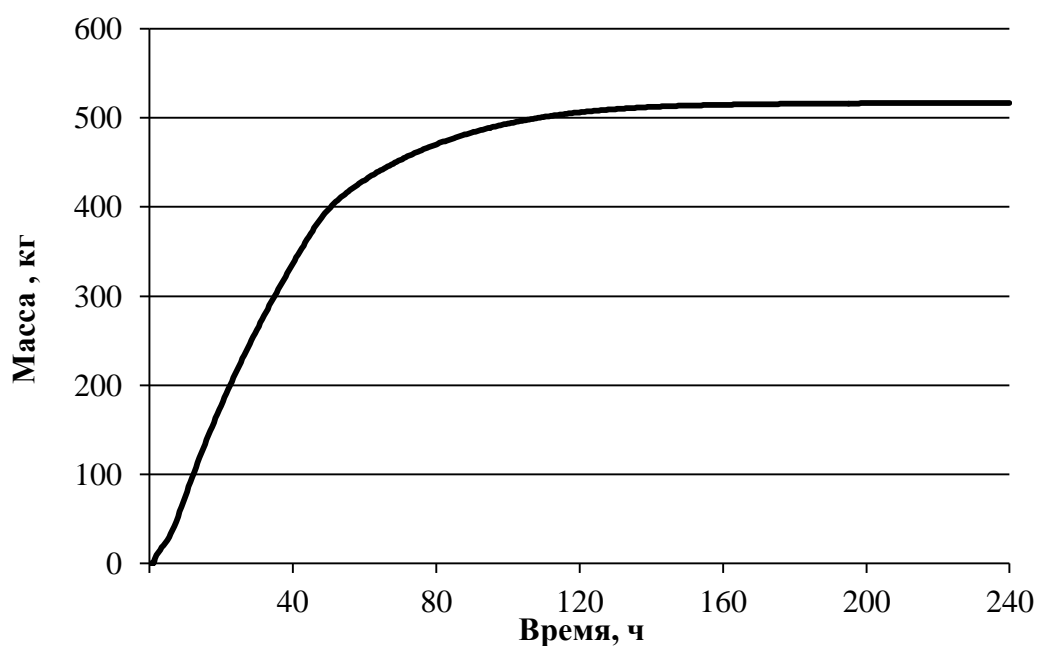


Рисунок 4.1.23 - Зависимость массы образовавшегося водорода от времени

Как видно из рисунка 4.1.23 интегральная генерация на промежутке до 240 час составила по результатам расчета – 520 кг. Как упоминалось ранее, остающаяся в топливных каналах на уровне схемы «ОР» и в НВК вода будет испаряться, приводя к генерации водорода за счет пароциркониевой реакции. Одним из способов удаления воды из НВК и, соответственно, прекращения или существенного ослабления генерации водорода на тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием, служит дренирование запасов теплоносителя в водяных коммуникациях через элементы КМПЦ. Также, как видно из зависимостей 4.1.21-4.1.23, к 160 час генерация водорода практически прекращается, что связано с дефицитом пара в а.з., что также коррелирует с зависимостью, представленной на рисунке 4.1.20, где в районе 160 час также начинается рост температур НВК.

Контур МПЦ, представленный на рисунке 4.1.19, имеет достаточно разветвленную структуру, в нем имеется множество дренажных и технологических теплогидравлических линий, исходя из этого, способ дренирования, предлагаемый ниже, не является единственным. Но в тоже время обсуждаемый способ не требует подключения дополнительного оборудования или каких-либо соединений.

Осуществить дренирование теплоносителя из НВК можно следующим путем:

- на первоначальной стадии аварии, после заглушения реактора, производить сброс давления в КМПЦ не до атмосферного, а оставлять в контуре избыточное, порядка 2÷4 атм.;
- далее перекрыть КМПЦ запорно-регулирующими клапанами (ЗРК) 12 и 15, а также отключить часть гидравлической схемы, включая ГЦН, клапаном 10, при этом клапаны на пути следования теплоносителя от НВК до РГК (клапаны 4 и 5) должны быть в открытом положении;
- после закрытия ЗРК дренирование можно осуществить следующим способом: из тупиковой зоны РГК предусмотрена линия продувки для удаления из контура отложений продуктов коррозии, продувка осуществляется по трубопроводам каждого РГК и, соответственно, данную систему можно использовать для дренирования теплоносителя из НВК;
- используя данную методику можно либо удалить теплоноситель из зоны НВК, прекратив этим образование водорода на тяжелой стадии аварии, или, по крайней мере, существенно уменьшить генерацию.

4.1.1.4 Тепловое расширение графитовой кладки

Как показано на рисунке 4.1.1 (а) температуры достигают существенных величин в процессе разогрева, исходя из этого, необходимо рассмотреть, как изменятся линейные размеры элементов активной зоны вследствие их термического расширения. В данном вопросе наибольший интерес представляет графитовая кладка, т.к. реакторный графит марки ГР-280 [113] сохраняет свою целостность до высоких температур, вплоть до 3000 °С [105]. Как указано в разделе 4.1.1.1, при превышении графитом предела 3000°С, он теряет прочность и рассыпается в порошок. Следовательно, при рассмотрении расширения графитовой кладки, ограничимся данным временем – 92 час. Рассматривался вариант без управляющих воздействий. Необходимо отметить,

что в расчетах не рассматривались вопросы прочности тех или иных элементов, например, силового взаимодействия графита и трубы канала или взаимодействия графитовых блоков между собой. Т.е. ниже приводятся результаты расчетов по гипотетическому тепловому расширению кладки при разогреве активной зоны в процессе аварии. На рисунке 4.1.24 показана зависимость приращения в длине графитового блока 46-35 (соответствует максимальному увеличению линейных размеров) от времени.

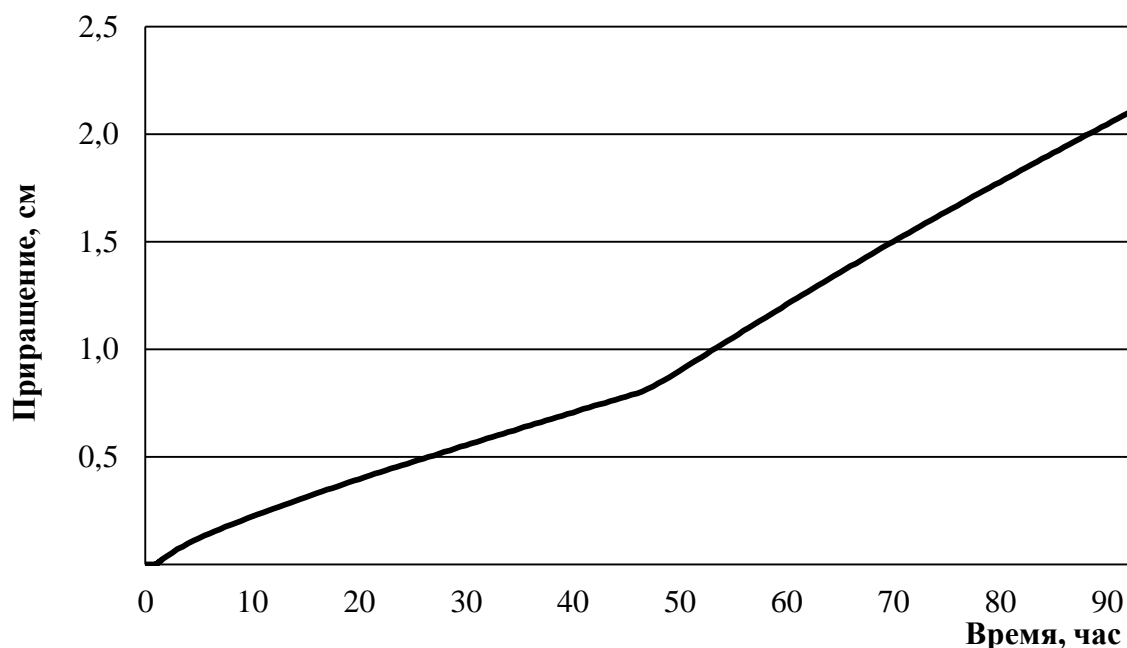


Рисунок 4.1.24 – Зависимости приращения в длине графитового блока (46-35) от времени

Как видно из зависимости, представленной на рисунке 4.1.24, приращение в длине графитового блока составляет – 2,1 см. Также представляет интерес, каким будет приращение в линейных размерах для каждого ряда графитовых колон, ведь вследствие теплового расширения графитовая кладка может контактировать со схемой «КЖ», что, теоретически, может привести к разгерметизации РП.

В работе [114] представлены результаты исследования силового взаимодействия графитовой кладки и кожуха реактора, схемы «КЖ». Отмечается, что прочностные расчеты взаимодействия металлоконструкции схемы «КЖ» с графитовой кладкой РБМК-1000 и экспериментальные исследования дают возможность сделать вывод, что при силовом

взаимодействии металлоконструкции схемы «КЖ» и графитовой кладки не нарушается целостность металлоконструкции при их совместном перемещении. При таком взаимодействии происходят выкрошивание, растрескивание и разрушение графита до достижения предельного прогиба графитовой колонны, локальные зоны пластической деформации не влияют на выполнение металлоконструкцией своих функций как барьера безопасности. Однако данные исследования проведены при нормальных условиях, в аварийных режимах, при нагреве графитовой кладки и кожуха реактора (см. рисунок 4.1.1 (б)) могут создаться условия, при которых возможна разгерметизация РП.

На рисунке 4.1.25 представлена картограмма с поканальным приращением размера графитовых блоков в радиальном направлении.

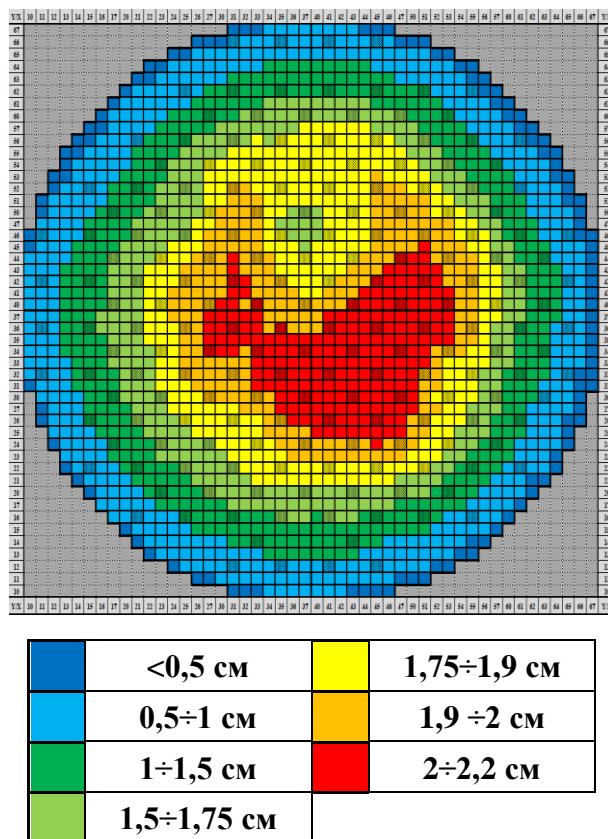


Рисунок 4.1.25 – Картограмма с приращением в радиальном направлении размера графитовых блоков на момент 92 час после начала аварии

Как видно из картограммы, представленной на рисунке 4.1.25, максимальное приращение в длине ряда графитовых блоков составляет 82,9 см и соответствует 37 ряду (по Y). Необходимо отметить, что зазор между схемой «КЖ» и графитовой кладкой составляет – от 6 до 16 см, в зависимости от

состояния графита для конкретного реактора. Исходя из представленных расчетов, можно сделать вывод, что механический контакт графитовой кладки и схемы «КЖ» неизбежен, если не предпринимать действий по ослаблению последствий аварии.

Выше проведены рассуждения относительно теплового расширения графитовой кладки в радиальном направлении и исчерпания зазора «ГК-КЖ».

Также представляет интерес аксиальное расширение графитов кладки т.к. вследствие этого возможно поднятие верхней биологической защиты, схемы «Е» и разгерметизация РП. В частности, в верхней части трактов имеются телескопические соединения (ТСТ), проектная величина зацепления которых составляет 22,5 см по номиналу. На рисунке 4.1.26 представлено проектное состояние конструкции ТСТ.

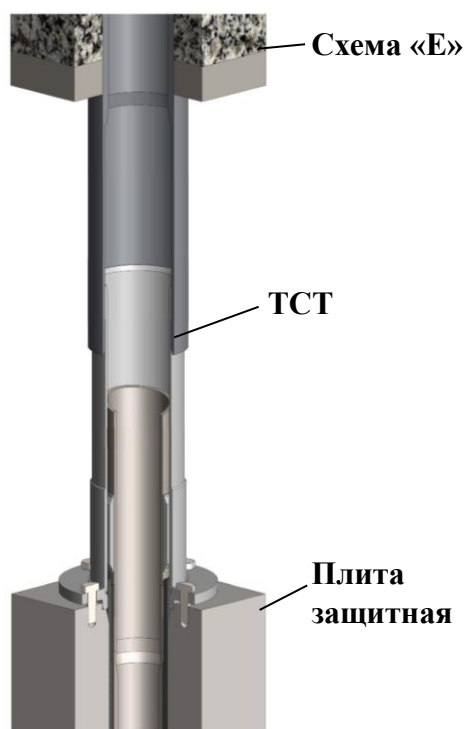


Рисунок 4.1.26 – Конструкция узла ТСТ

Длина от торца до места сужения внешней трубы ТСТ составляет 33 см, соответственно, при исчерпании данной величины внутренняя труба упрётся во внешнюю.

На рисунке 4.1.27 представлена картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовых блоков на момент 92 час после начала аварии.

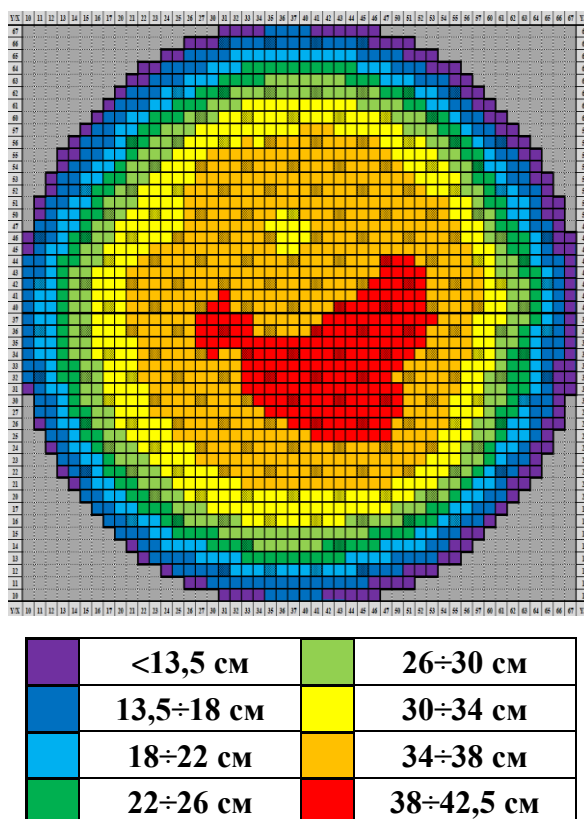


Рисунок 4.1.27 – Картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовых блоков на момент 92 час после начала аварии

На рисунке 4.1.28 представлено аксиальное удлинение графитовой колоны 42-31, соответствующая максимальному приращению в длине.

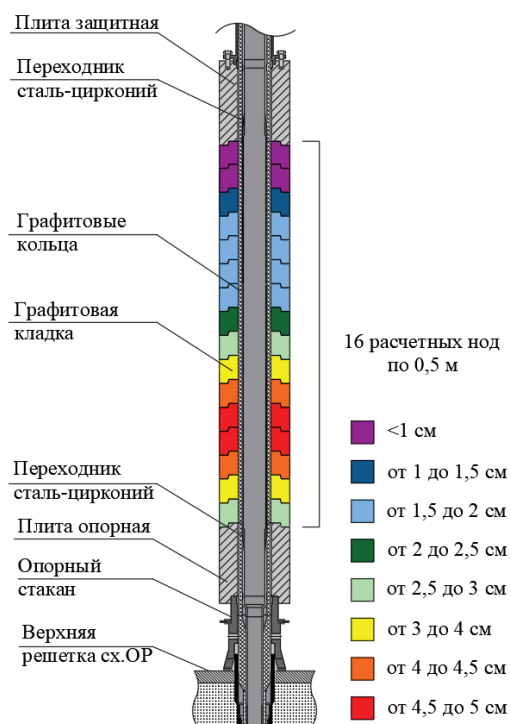


Рисунок 4.1.28 – Картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовой колонны 42-31 на момент 92 час после начала аварии

По результатам расчета суммарное приращение в длине графитовой колонны 42-31 составило – 39,3 см. Из рисунка 4.1.28 видно, что максимум приращения (как и максимум температуры) в длине находится в нижних нодах графитовой колонны, в данном канале ТВС была разрушена и трансформировалась в топливный столб, расположенный в нижней части активной зоны.

Т.е. при аксиальном тепловом расширении графитовой кладки в условиях аварии с полным обесточиванием без управляющих воздействий возможна разгерметизация РП за счет поднятия схемы «Е» при силовом давлении внутренней трубы ТСТ на внешнюю.

4.1.2 Развитие аварии с восстановлением охлаждения контура СУЗ

Восстановление охлаждения контура СУЗ является мерой, использующей особенность РБМК – наличие независимого контура охлаждения активной зоны, способного отводить тепло от реактора при отсутствии стока тепла в КМЩ. Каналы СУЗ в количестве около 200 штук, равномерно распределенных по активной зоне, охлаждаются водой при низком давлении. Вода движется

сверху вниз. При аварии с полным обесточиванием насосы контура СУЗ отключаются и контур обезвоживается.

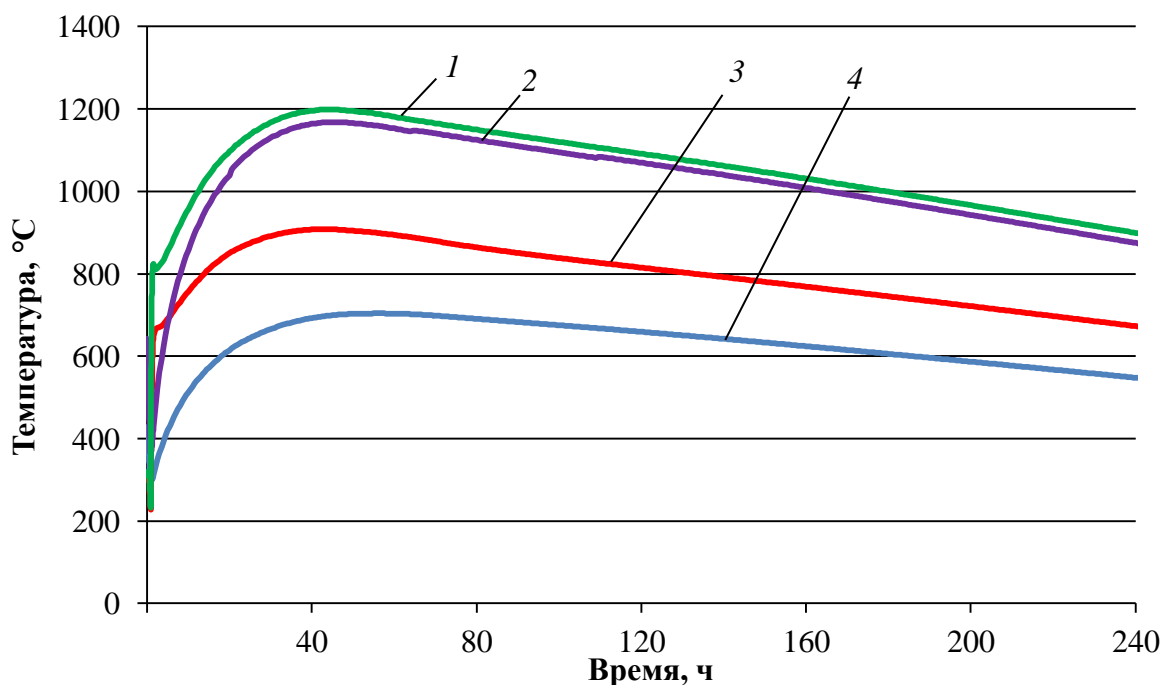
В случае невозможности подачи воды в КМПЦ, её подача в автономный контур СУЗ является эффективной мерой по ослаблению последствий аварии на тяжелой стадии. Через каналы СУЗ может отводиться около 20 МВт тепла

Подача воды в контур СУЗ решает задачу поддержания подкритичности реактора в процессе развития аварии, как будет показано ниже, и обеспечивает его перевод в стабильное контролируемое состояние.

4.1.2.1 Температурный режим активной зоны и окружающих реактор металлоконструкций в ходе аварии

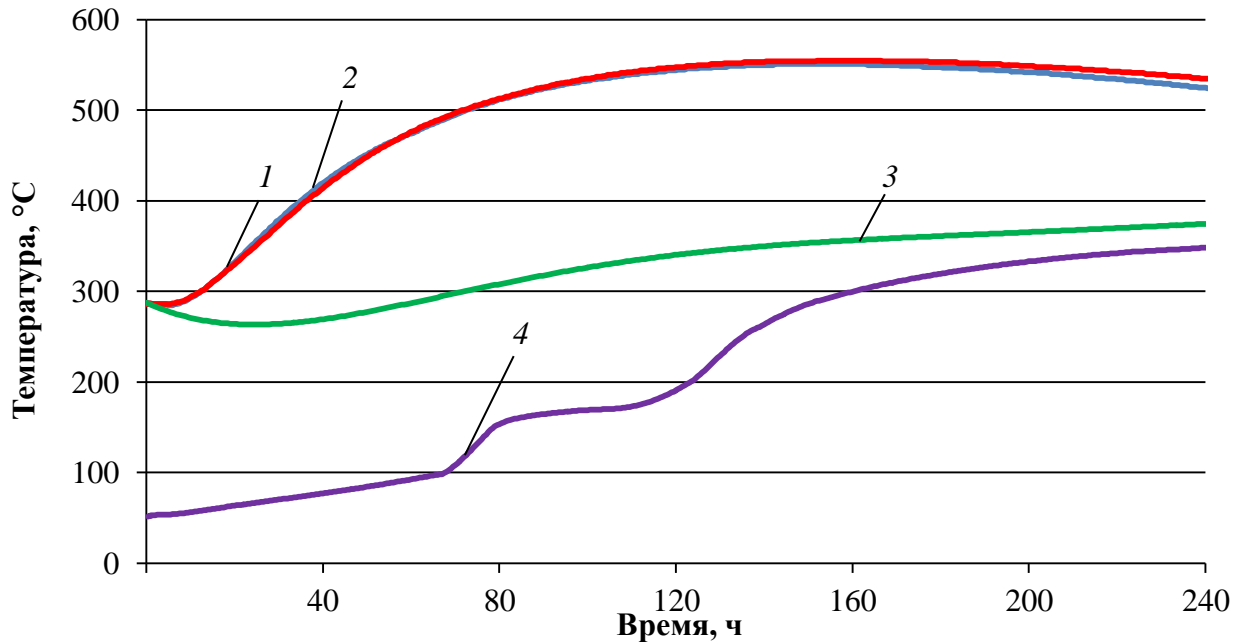
Проведенное с помощью программы *STEPAN-T* моделирование охлаждения реактора с помощью контура СУЗ показало следующее.

На рисунке 4.1.29 (а) приведены распределения температур в активной зоне, а на рисунке 4.1.29 (б) приведены зависимости температур внутренних поверхностей схем «Е», «ОР», «КЖ» и «Л».



(а)

1 – максимальная температура топлива; 2 - максимальная температура графита;
3 - средняя температура топлива; 4 – средняя температура графита



(б)

- 1 – максимальная температура внутренней поверхности схемы «ОР»;
 2 – максимальная температура внутренней поверхности схемы «Е»;
 3 – максимальная температура схемы «КЖ»;
 4 – максимальная температура внутренней поверхности схемы «Л»

Рисунок 4.1.29 - Зависимости температуры от времени в активной зоне (а), в окружающих активную зону металлоконструкциях (б)

Как видно из рисунка 4.1.29 к моменту времени 43 час температуры достигают максимума, а после 50 час начинают снижаться со скоростью около 2 °C в час. При этом максимальная температура топлива в активной зоне не превышает уровень в 1200 °C. Это демонстрирует, что восстановление охлаждения контура СУЗ, хотя его нужно осуществлять еще на стадии предупреждения перехода ЗПА в тяжелую стадию, является эффективным средством ослабления ее последствий. Ясно, что избежать разгерметизации топливных сборок и труб технологических каналов, а также разрушения алюминиевых конструкций не удастся, но этим разрушения на тяжелой стадии и ограничатся, а главные пэлы КРО не будут разрушены, соответственно, реактор останется в подкритическом состоянии.

1. Температура топлива 700 °C достигается через 1,5 час после начала аварии, соответственно можно ожидать разгерметизации оболочек ТВЭЛ. На рисунке 4.1.30 представлена зависимость числа разгерметизировавшихся ТВС от времени.

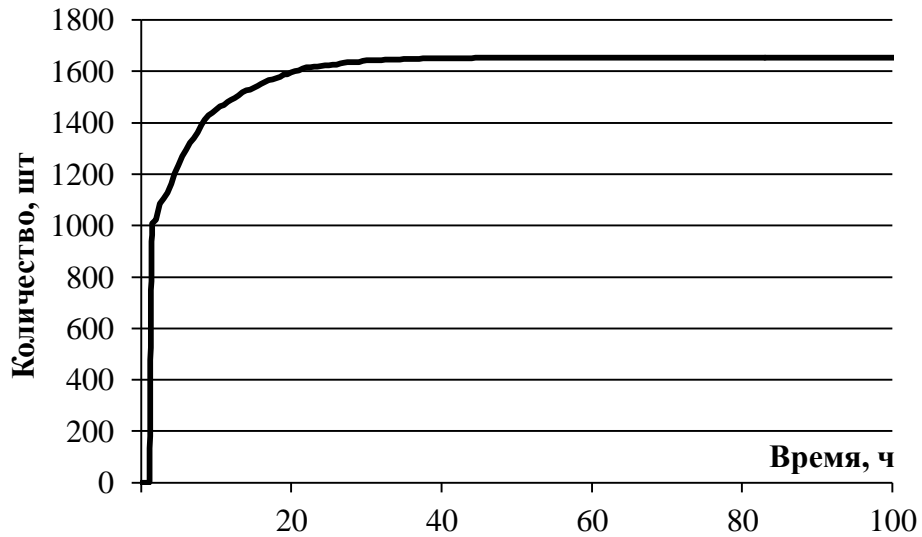


Рисунок 4.1.30 – Зависимость количества разгерметизировавшихся ТВС от времени

Как видно из рисунка 4.1.30 к 1,5 часа разгерметизируются твэлы первой ТВС в канале с максимальной температурой по а.з., а к 55 часам разгерметизируются 1654 из 1662 ТВС, и далее их число сохранится. На рисунке 4.1.31 представлена картограмма разгерметизировавшихся ТВС.

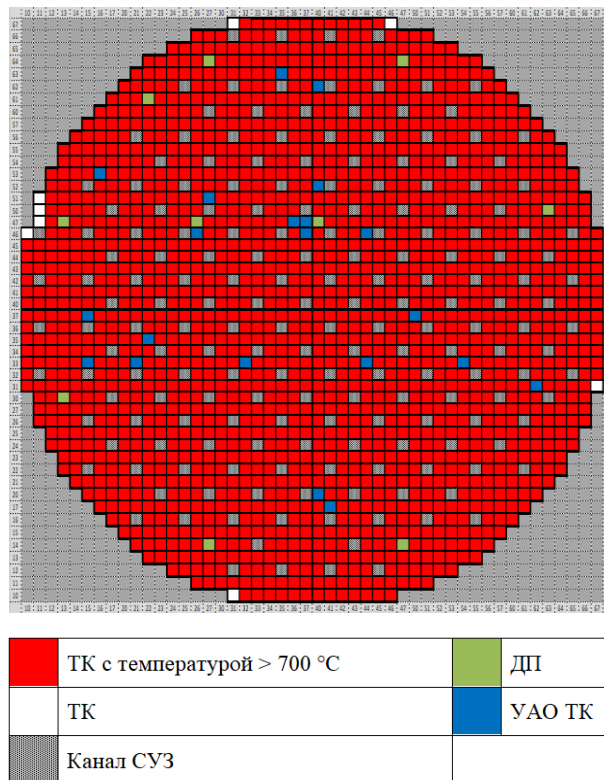


Рисунок 4.1.31 – Картограмма разгерметизировавшихся ТВС

3. Температура топлива 850 °C достигается через 7 час после начала аварии, соответственно можно ожидать разгерметизации труб каналов,

образуются свищи. На рисунке 4.1.32 приведена зависимость числа каналов с разгерметизировавшимися трубами ТК от времени.

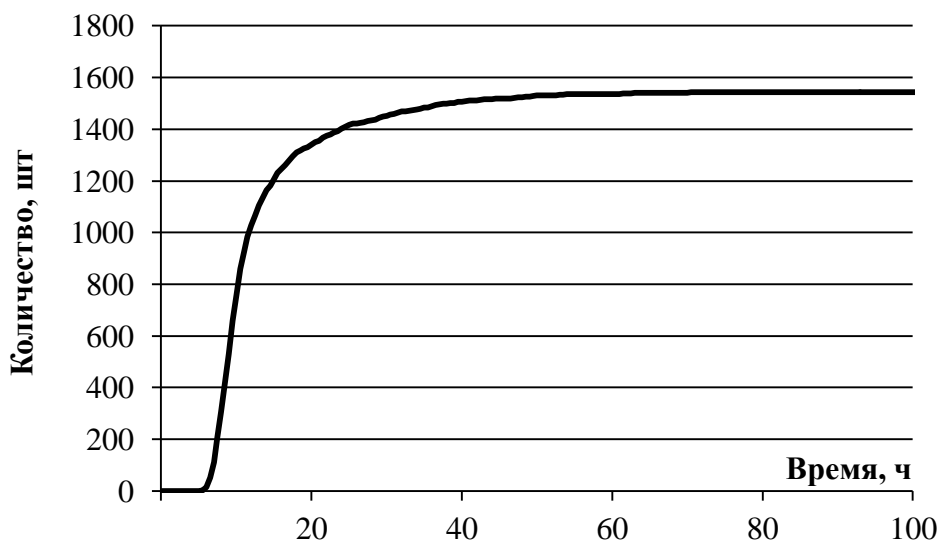


Рисунок 4.1.32 - Зависимости разгерметизировавшихся труб ТК от времени

Из зависимости, приведенной на рисунке 4.1.32, видно, что к 7 час разгерметизируется первая труба ТК, а к 74 час таких каналов будет 1544. На рисунке 4.1.33 показана картограмма с расположением ТК с разгерметизировавшимися трубами каналов.

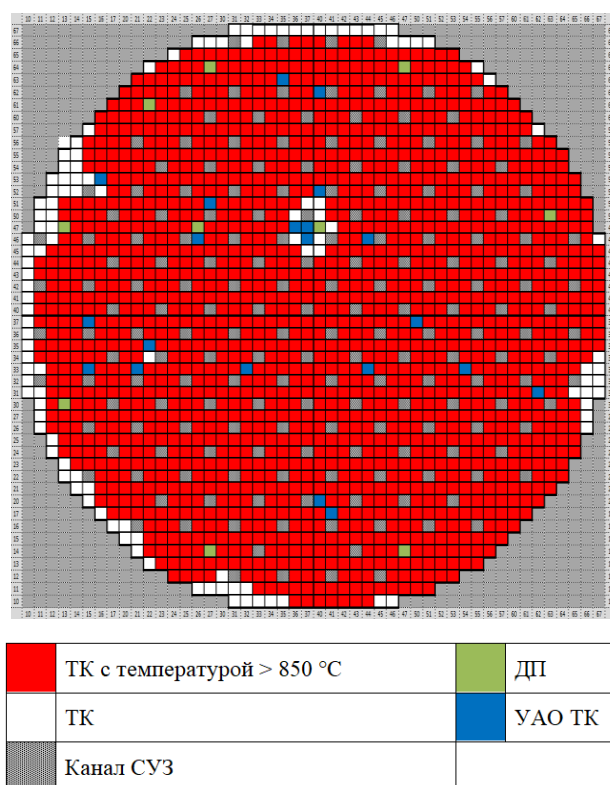


Рисунок 4.1.33 – Картограмма с разгерметизировавшимися трубами ТК

Как видно из рисунка 4.1.33 ТК с герметичными трубами, в основном, будут расположены по периферии а.з., однако в центре выделяется область в окружении каналов СУЗ и устройств аварийного охлаждения (УАО).

При организации охлаждения контура СУЗ разрушения ограничатся разгерметизацией труб каналов, пэлы КРО не будут разрушены и, соответственно, как будет показано ниже, реактор останется в подкритическом состоянии.

4. Рассмотрим, что будет происходить с окружающими реактор металлоконструкциями. На рисунке 4.1.34 показана зависимость уровня воды в баках схемы «Л» от времени.

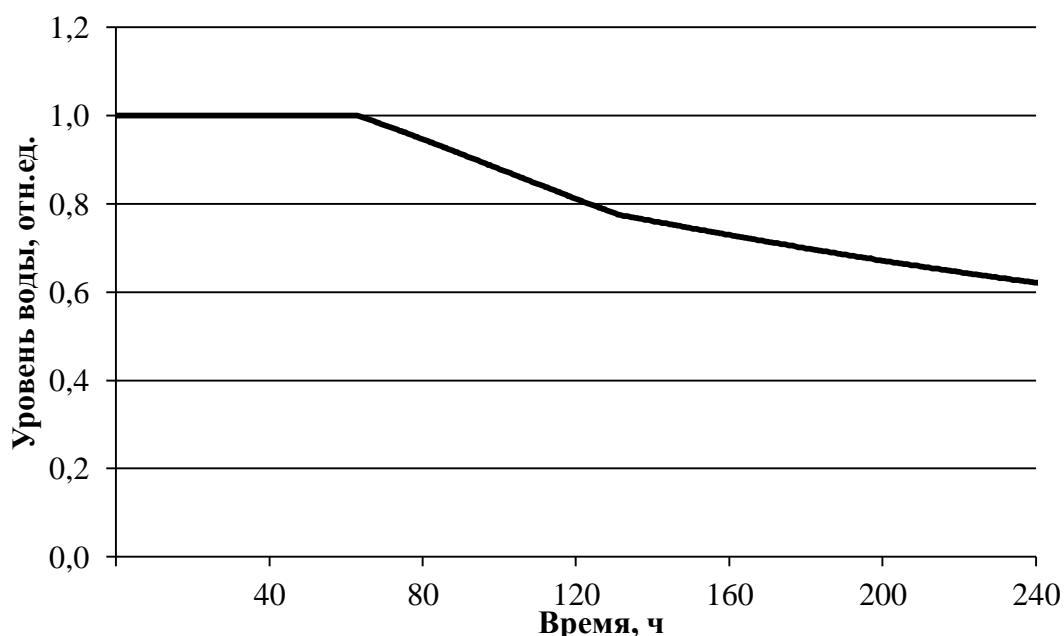


Рисунок 4.1.34 – Зависимость уровня воды в баках схемы «Л»

Как видно из рисунка 4.1.34, начиная с 63 час уровень воды в баках схемы «Л» начнет снижаться со скоростью 0,002 отн.ед./час, а после 130 час – со скоростью 0,001 отн.ед./час.

На рисунке 4.1.29 (б) также приведена температура кожуха реактора, схемы «КЖ», к 100 час она будет составлять 330 °С. Соответственно, к 100 час каких-либо разрушений или разгерметизации схемы «КЖ» ожидать не стоит.

Такой же вывод относится к схемам «ОР» и «Е», верхней и нижней биологическим защитам – к 100 час их максимальные температуры внутренних

поверхностей будут находиться на уровне 530 °С (см. рисунок 4.1.29 (б)). Как видно из рисунка 4.1.29 (а) к 50 час утечка за пределы а.з. и стоки тепла в каналы СУЗ будут превышать энерговыделение, температуры начнут снижаться, соответственно разрушения ТВС не произойдет и стремительного разогрева схемы «ОР» за счет перемещения топлива также не ожидается.

Окружающие реактор металлоконструкции сохраняют свою целостность в случае развития аварии с восстановлением охлаждения контура СУЗ.

В таблице 4.1.4, резюмируется последовательность событий развития аварии с полным обесточиванием энергоблока с восстановлением охлаждения контура СУЗ.

Таблица 4.1.4 – Последовательность событий в развитии аварии с полным обесточиванием с восстановлением охлаждения контура СУЗ (аварии предшествовала работа энергоблока на мощности)

№	Время с момента начала аварии, час	Событие
1	1,5	Разгерметизация оболочек твэл. Накопленные под оболочкой твэл ПД выходят в объем КМПЦ
2	7	Разгерметизация канальных труб ТК, образуются свищи. Генерируемый водород и ПД выходят в РП
3	63	Снижение уровня воды в баках схемы «Л» со скоростью 0,002 отн.ед./час

4.1.2.2 Реактивность в ходе аварии

Зависимость реактивности реактора от времени, полученная по программе *STEPAN-T*, для сценария аварии с восстановлением охлаждения контура СУЗ, представлена на рисунке 4.1.35. Кроме подкритичности в горячем состоянии (при текущих температурах расчета) реактора приведена также реактивность для реактора в случае его охлаждения до температур порядка 100°С.

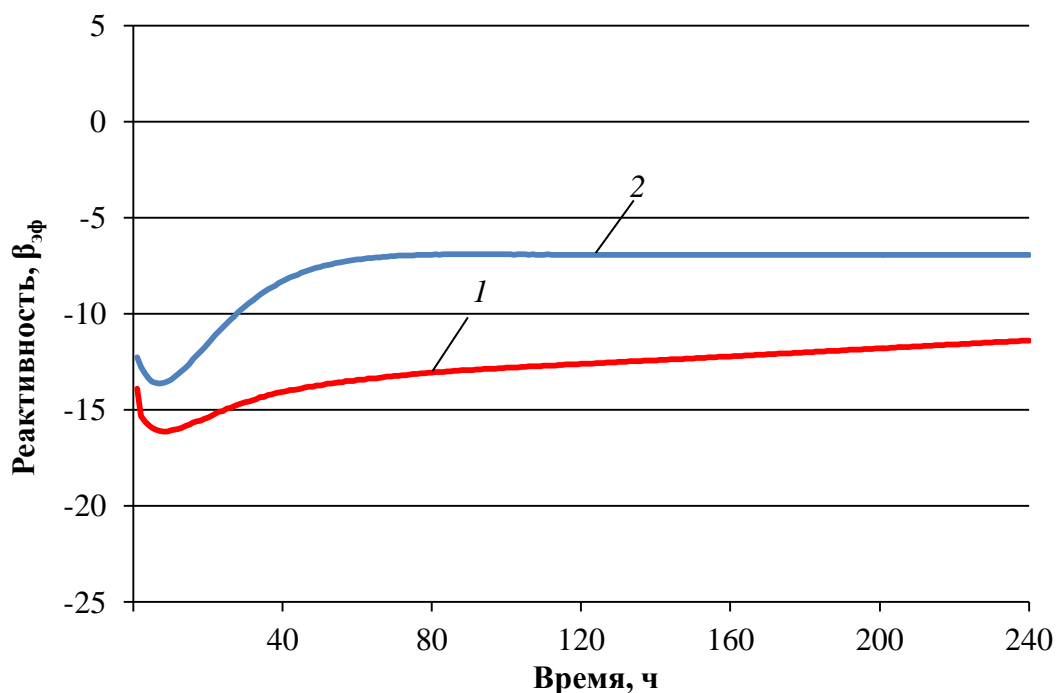


Рисунок 4.1.35 - Зависимости реактивности от времени
1 – реактивность в горячем состоянии;
2 – реактивность в холодном состоянии

Снижение подкритичности связано с выходом реактора из «йодной ямы» на начальной стадии. Уменьшение подкритичности после момента 43 час, в том числе, связано со снижением температур в а.з. Однако как в случае охлаждения а.з., так и без – выхода в надкритическое состояние не ожидается, что и демонстрирует рисунок 4.1.35.

4.1.2.3 Образование водорода в ходе аварии

На рисунке 4.1.36 показано, как изменяется во времени количество нод, в которых генерируется водород. На рисунке 4.1.37 приведена зависимость скорости образования, а на рисунке 4.1.38 представлена зависимость массы сгенерированного водорода от времени.

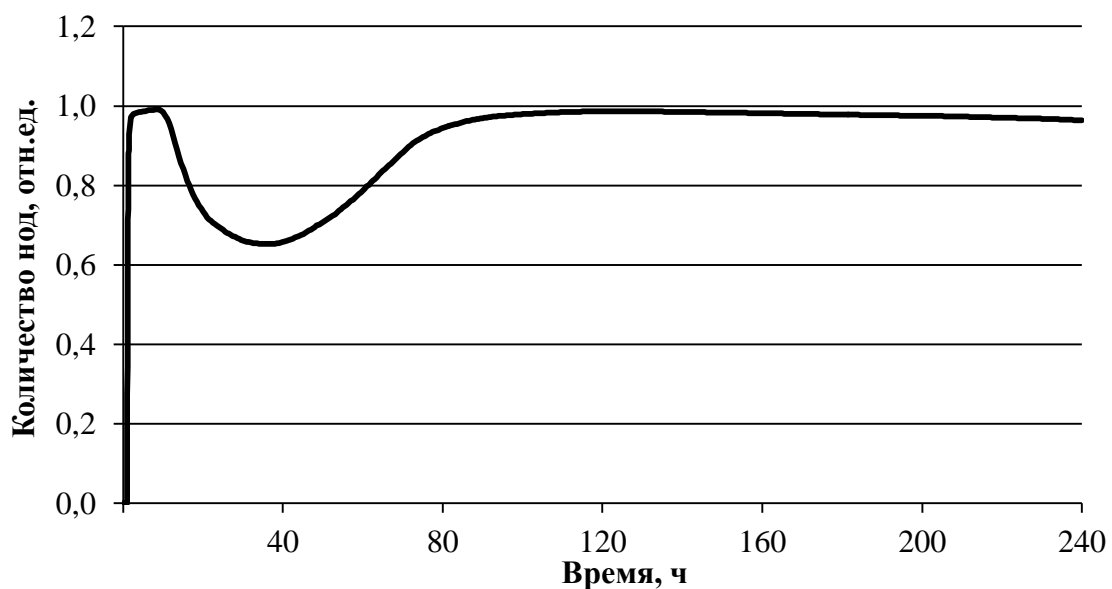


Рисунок 4.1.36 - Зависимость количества нод, генерирующих водород, от времени

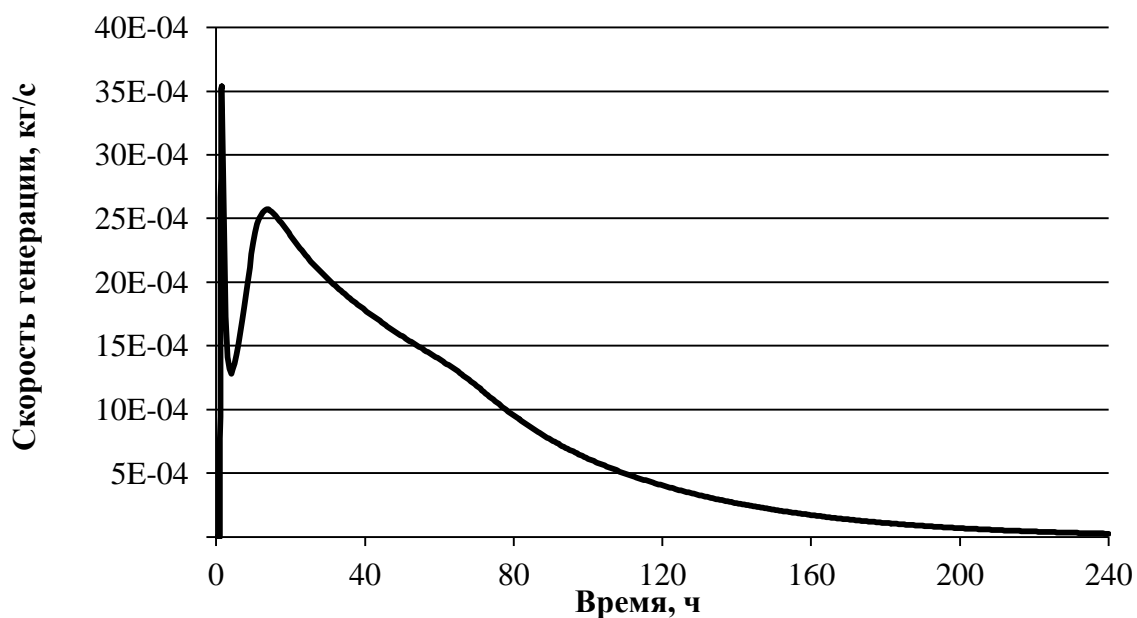


Рисунок 4.1.37 - Зависимость скорости генерации водорода от времени

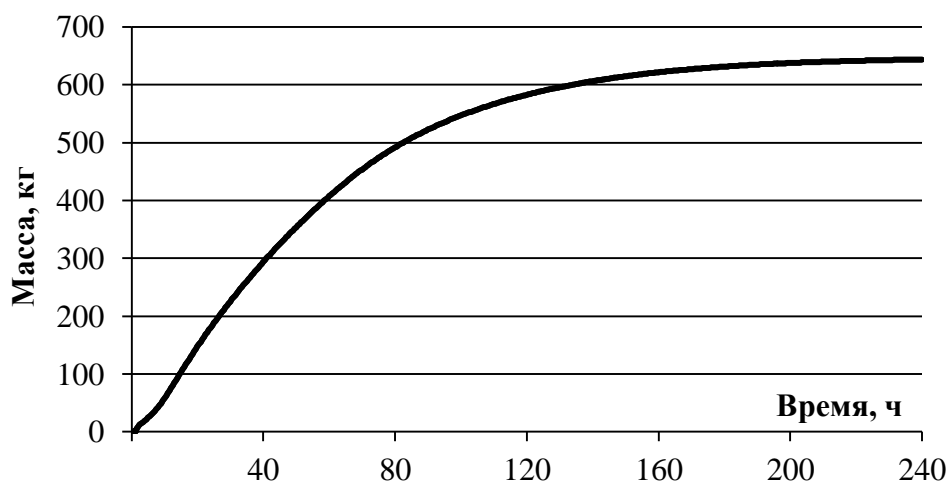


Рисунок 4.1.38 - Зависимость массы образовавшегося водорода от времени

Особенность процесса генерации водорода при восстановлении охлаждения контура СУЗ, в сравнении с вариантом без управляющих воздействий, заключается в более низких утечках тепла в окружающие металлоконструкции за счет стоков тепла в контур СУЗ, и, как следствие, меньшая доля поступающего пара в активную зону от НВК. В таблице 4.1.5 приводятся значения утечек тепла в окружающие реактор металлоконструкции от времени.

Таблица 4.1.5 – Утечки тепла в окружающие реактор металлоконструкции от времени

Время, час	Утечка тепла в окружающие металлоконструкции, МВт					
	Развитие аварии без управляющих воздействий			Развитие аварии с восстановлением охлаждения контура СУЗ		
	Схема «Л»	Схема «Е»	Схема «ОР»	Схема «Л»	Схема «Е»	Схема «ОР»
10	0,144	0,024	0,022	0,143	0,007	0,005
20	0,188	0,096	0,093	0,181	0,045	0,043
30	0,301	0,159	0,155	0,262	0,071	0,067
40	0,497	0,21	0,204	0,38	0,083	0,079
50	0,745	0,251	0,263	0,503	0,088	0,084
60	1,01	0,277	0,372	0,607	0,087	0,083
70	1,27	0,287	0,452	0,688	0,084	0,079
80	1,5	0,289	0,456	0,747	0,079	0,074
90	1,72	0,286	0,479	0,783	0,075	0,069
100	1,92	0,279	0,507	0,805	0,07	0,064

Время, час	Утечка тепла в окружающие металлоконструкции, МВт					
	Развитие аварии без управляющих воздействий			Развитие аварии с восстановлением охлаждения контура СУЗ		
	Схема «Л»	Схема «Е»	Схема «ОР»	Схема «Л»	Схема «Е»	Схема «ОР»
120	2,23	0,263	0,494	0,819	0,061	0,055
140	2,44	0,246	0,488	0,803	0,053	0,047
160	2,53	0,233	0,483	0,774	0,047	0,04
180	2,49	0,223	0,475	0,736	0,041	0,035
200	2,28	0,216	0,47	0,69	0,037	0,031
220	1,88	0,211	0,454	0,639	0,032	0,026
240	1,48	0,208	0,445	0,588	0,028	0,023

Несмотря на это, на интервале в 240 час масса сгенерированного водорода, согласно рисунку 4.1.38, составляет 640 кг, а в случае без управляющих воздействий 520 кг. Рассмотрев зависимости на рисунках 4.1.21 и 4.1.36, можно увидеть, что в обоих вариантах количество нод, участвующих в генерации водорода резко возрастает в начале, для варианта без управляющих воздействий в районе 10 час число таких нод начинает спадать (см. раздел 4.1.1.3) и в районе 160 час их число практически равно нулю, связано это с дефицитом пара в а.з. Однако для варианта с подключением охлаждения контура СУЗ снижение количества нод, генерирующих водород, не такое существенное, и в районе 35 час начинается их повторный рост, а их число сохраняется вплоть до момента 160 час. В случае восстановления охлаждения пар, поднимающийся в активную зону, вступал в окислительную реакцию с цирконием при больших температурах, чем в случае без управляющих воздействий. Как раз за счет того, что испарение теплоносителя из зоны НВК происходило на более поздних временах, чем в случае аварии без управляющих воздействий.

4.1.2.4 Тепловое расширение графитовой кладки

Сравнивая зависимости, приведенные на рисунках 4.1.1 и 4.1.29, можно увидеть, что в случае восстановления охлаждения контура СУЗ максимальная температура стабилизируется на 1200 °С (средние температуры на уровне 700 °С)

в районе 50 час и, затем, начинает спадать, соответственно, для данного варианта ожидается меньшее расширение графита, чем в случае без управляющих воздействий. На рисунке 4.1.39 показана зависимость приращения в длине графитовой колоны 43-63 (соответствует максимальному увеличению линейных размеров) от времени.

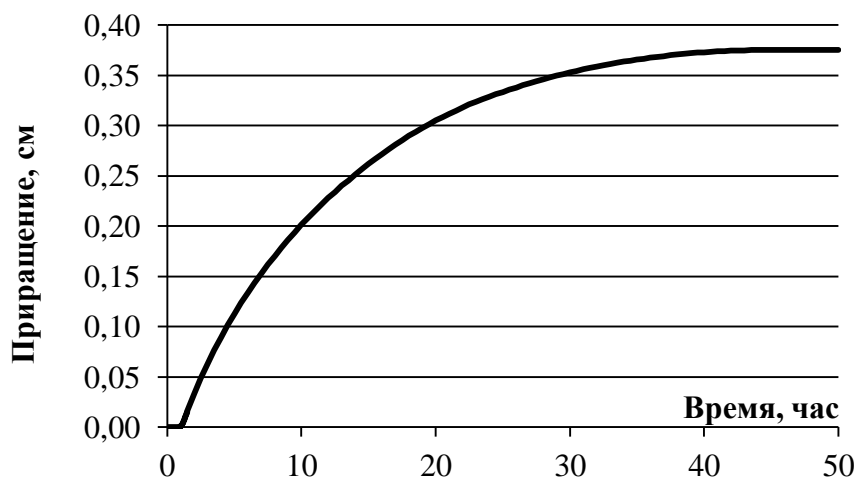


Рисунок 4.1.39 – Зависимости приращения в длине графитовой колоны (43-63) от времени

Как видно из рисунка 4.1.39, максимальное приращение в длине графитовой колоны 43-63 составляет 0,37 см, далее, после 50 час, температуры в активной зоне начинают спадать, соответственно графит начнет усаживаться.

На рисунке 4.1.40 представлена картограмма с поканальным приращением в длине графитовых блоков в радиальном направлении на момент 50 час.

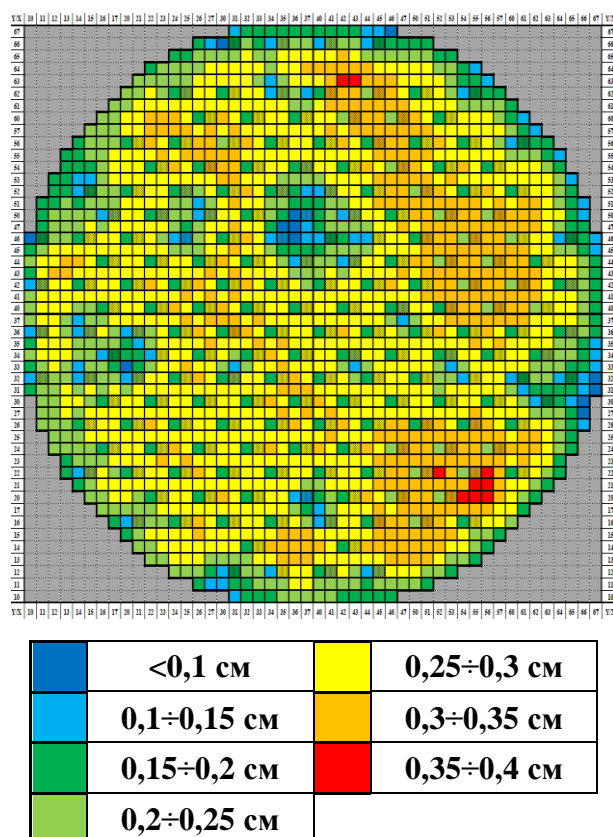


Рисунок 4.1.40 – Картограмма с приращением в радиальном направлении длины графитовых блоков на момент 50 час после начала аварии

Как видно из рисунка 4.1.40, расширение графитовой кладки в случае организации охлаждения через контур СУЗ оказывается на порядок меньше, чем в варианте без управляющих воздействий. Однако все же суммарное расширение для 41 ряда (по Y) составит 12 см (максимальное). Т.е. если контакт графитовой кладки со схемой «КЖ» и будет, то локально.

На рисунке 4.1.41 представлена картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовых блоков на момент 50 час после начала аварии.

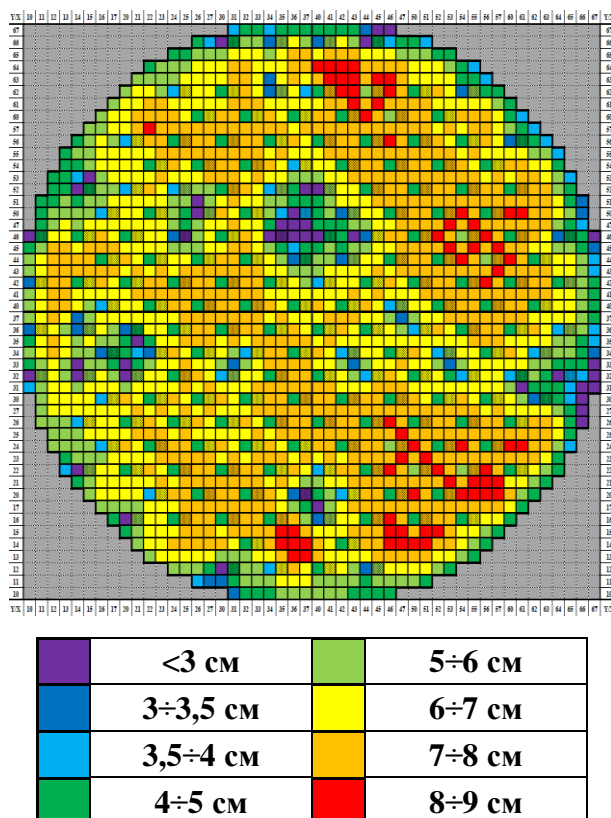


Рисунок 4.1.41 – Картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовых блоков на момент 50 час после начала аварии

На рисунке 4.1.42 представлено аксиальное удлинение графитовой колоны 43-63, соответствующее максимальному приращению в длине.

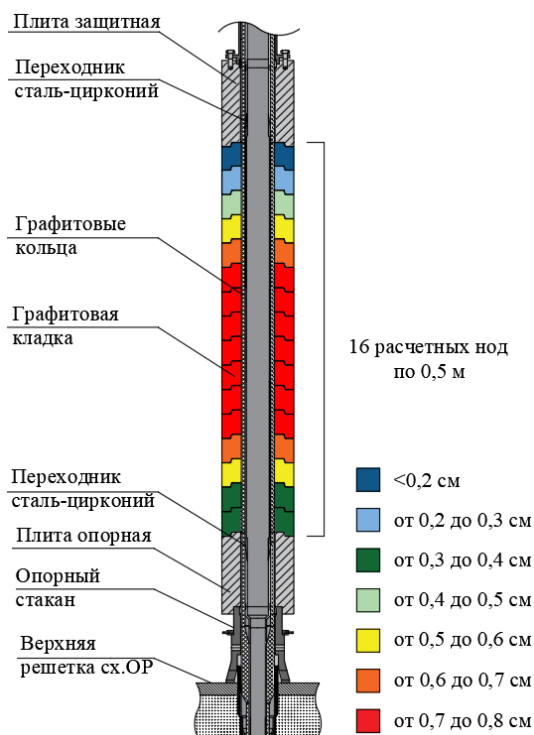


Рисунок 4.1.42 – Картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовой колоны 43-63 на момент 50 час после начала аварии

По результатам расчета суммарное приращение в длине графитовой колонны 42-63 составило – 9,2 см. Из рисунка 4.1.44 видно, что максимум приращения (как и максимум температуры) в длине находится в середине графитовой колонны, в данном канале ТВС на штатном месте. Соответственно, в случае восстановления охлаждения контура СУЗ приподнятия верхней биологической защиты, схемы «Е» не ожидается.

4.2 Авария на энергоблоке, остановленном для вывода из эксплуатации

Основным отличием аварии на остановленном энергоблоке от аварии на мощности, естественно, является сниженное остаточное энерговыделение, вследствие чего разогрев реактора происходит существенно медленнее и уровень максимально достигаемых температур, соответственно, снижается.

Необходимо отметить, что если авария случится непосредственно после останова или в первые часы после него, то ее развитие совпадает с описанием, данным в разделе 4.1 или, например, в [111].

Предполагается, что спустя год после останова происходит интенсивная выгрузка топлива из реактора, в результате которой возможные тяжелые последствия аварии снижаются. Исходя из этого, в статье [115] охватывается интервал времени до одного года после останова.

В статье [115] также рассматривается авария без управляющих воздействий, и уже на основе проведенного анализа предлагаются меры по управлению тяжелой стадией запроектной аварии с полным обесточиванием.

4.3 Выводы по главе 4

Персонал имеет интервал времени около 1 часа для восстановления охлаждения в режиме без снижения давления. В случае неуспеха при высоком давлении в КМЩС следует массовый разрыв каналов, и развитие аварии ведет к крайне тяжелым последствиям.

Поэтому, если заблаговременно становится ясно, что восстановление охлаждения без снижения давления может быть неуспешным, то следует

приступить к снижению давления в КМЩ, использовать воду САОР и деаэраторов, мобильную технику. Выброс пара в окружающую среду через мембраны конденсаторов турбин вызовет радиационные последствия за счет радиоактивности теплоносителя на порядки меньшие, чем дает разгерметизация твэлов.

Если действия по предупреждению оказались неуспешными, то авария после исходного события переходит в тяжелую стадию, что может быть установлено по следующим признакам:

- контур МЩ обезвожен;
- температура графита по штатным термопарам превышает 700 °С и продолжает расти.

Стратегия управления ЗПА на данной стадии заключается в минимизации радиационных последствий на площадке АЭС и в окружающей среде, так как оболочки твэлов разрушаются, накопленные под оболочками радиоактивные вещества выходят из твэлов в контур МЩ, а продолжающийся разогрев топлива будет приводить к дополнительному выходу радиоактивных веществ из твэлов.

Для минимизации радиационных последствий необходимо сохранить или как можно дольше поддерживать целостность оставшихся барьеров безопасности:

- контура МЩ;
- реакторного пространства

стремясь локализовать топливо в их пределах.

Наиболее эффективным способом сохранения целостности реакторного пространства и локализации топлива в его пределах может служить восстановление охлаждения контура СУЗ, которое, однако, должно быть выполнено еще на стадии, предшествующей плавлению алюминия гильз КРО. При этом обеспечивается сохранение подкритичности реактора на всем протяжении развития аварии. Хотя избежать значительной разгерметизации твэлов не удастся, но плавление топлива, разрушение металлоконструкций не

произойдет даже при обезвоженном контуре МПЦ, максимальная температура топлива не превысит 1200 °С.

Необходимо отметить, что если охлаждение КОСУЗ восстановлено, то энергоблок может быть переведен в стабильное контролируемое состояние и при обезвоженном КМПЦ. Скорость расхолаживания реактора через КОСУЗ составляет около 25 °С /сутки.

Если восстановление охлаждения контура СУЗ и КМПЦ оказалось невозможным, тогда для сохранения целостности реакторного пространства необходимо обеспечить охлаждение окружающих реактор конструкций – прежде всего схемы «ОР», а также схем «Л» и «Д», так как продолжающийся разогрев активной зоны неизбежно приведет к нагреву этих конструкций и их разрушению. Результатом разрушения может быть прямой выход радиоактивности в шахту реактора и в ЦЗ, а из ЦЗ в окружающую среду, что может на порядки увеличить масштаб выброса радионуклидов.

При организации охлаждения необходимо обеспечить:

1. сохранение подкритичности;
2. исключение контакта с воздухом генерируемого при охлаждении водорода.

Вслед за разгерметизацией ТВС неизбежно будут разрушены ТК. При температурах в активной зоне более 1450 °С активную зону покинут поглотители.

В этих условиях (уход поглотителей) охлаждение топлива может привести к значительной надкритичности. (Т.е. на этом этапе попытки охлаждения активной зоны должны быть приостановлены.) Разогретый же реактор (с температурами 1400 - 1850 °С) сохранит подкритичность из-за большого отрицательного эффекта реактивности от нагрева графита.

Температура 1850 °С достигается к моменту 43-50 час от ИС. При этой температуре начинается разрушение твэлов со смещением топлива в нижнюю область активной зоны. Подкритичность при этом возрастает.

Поэтому на этапе, когда уровень температур в активной зоне превысил 1400 °С целесообразно было бы сосредоточиться на сохранении несущей способности схемы «ОР». Сохранение несущей способности позволило бы удержать разрушенное топливо внутри РП и существенно ослабить последствия аварии.

Необходимым условием для сохранения несущей способности является организация охлаждения верхней плиты схемы «ОР». Необходимо при этом учитывать, что охлаждение схемы «ОР» может приводить к повышенной генерации пара, который может попадать в активную зону и существенно увеличить генерацию водорода за счет пароциркониевой реакции по сравнению с вариантом сухой схемы «ОР», когда генерация пара вызывается только испарением остатков воды в НВК.

Независимо от успешности действий по охлаждению схемы «ОР» сверху следует организовать охлаждение схем «ОР», «С» и НВК в подреакторном помещении. Это мероприятие также может позволить удержать топливо внутри реактора при частично (в верхней части) разрушенной схеме «ОР». Кроме того, охлаждение НВК позволит снизить генерацию водорода, препятствуя поступлению пара из НВК в активную зону.

Необходимо также обеспечить восстановление охлаждения схемы «Л». Иначе вода в баках испарится за счет утечки тепла из активной зоны. Баки схемы «Л» нагреются и могут потерять устойчивость, что приведет к опусканию опирающейся на них схемы «Е» и разрушению схемы «КЖ», т.е. разгерметизации РП.

Если сохранить целостность схемы «ОР» не удалось, то расплавленное топливо попадет в подреакторное помещение, где вместе с материалами схемы «ОР» образует топливосодержащие массы (ТСМ). На этом этапе развития аварии основной задачей по ослаблению последствий является предотвращение проплавления бетонного основания реактора и ухода ТСМ в грунт под энергоблок.

Эта задача может быть решена организацией охлаждения ТСМ в подреакторном помещении.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенного обзора литературы показано отсутствие программных средств для моделирования тяжелой стадии запроектных аварий на РБМК.

Анализ запроектных аварий является обязательным разделом при обосновании безопасной эксплуатации АЭС. С целью проведения моделирования тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием была модернизирована и доработана программа *STEPAN-T*, которая обеспечивает решение задач, определяющих безопасность реактора в ходе аварии:

- расчет температурных полей в активной зоне и окружающих реактор конструкциях и прогнозирование на основе расчета изменений конфигураций топлива и поглотителей;
- расчет подкритичности и анализ возможности возникновения повторной критичности;
- расчет массы образовавшегося водорода в ходе аварии;
- расчет выхода из топлива радиоактивных веществ, который в дальнейшем служить источником исходных данных для определения радиационных последствий аварии.

Поскольку анализ безопасности АЭС требуется выполнять при помощи аттестованных программ для ЭВМ, была проведена верификация и валидация программы *STEPAN-T*. На основе верификации проведена аттестация программы, получен аттестационный паспорт.

Для практического использования (дополнение Руководств по управлению запроектными авариями для КуАЭС, ЛАЭС, САЭС) было проведено моделирование тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием, определена временная последовательность и характер разрушений в ходе развития аварии, оценена возможность возникновения повторной критичности и определены эффекты реактивности, а также оценена масса образующегося водорода.

На основе моделирования сценария без управляющих воздействий были предложены меры по ослаблению последствий аварии и проведено моделирование с учетом этих мер, показана их эффективность.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АЗ	- аварийная защита
а.з.	- активная зона
АР	- автоматический регулятор
АЭС	- атомная электростанция
ББ	- бассейн-барботер
БН	- реакторов на быстрых нейтронах
БРУ-К	- быстродействующая редуцирующая установка со сбросом пара в конденсаторы турбин
БС	- барабан-сепаратор
БСМ	- быстрое снижение мощности
ВВЭР	- водо-водяной энергетический реактор
ВКУ	- внутрикорпусные устройства БС
ГБ САОР	- гидробаллоны САОР
ГК	- графитовая кладка
ГЦН	- главный циркуляционный насос
ДП	- дополнительный поглотитель
ЗО	- защитная оболочка
ЗПА	- запроектная авария
ЗРК	- запорно-регулирующий клапан
ИАЭ	- институт атомной энергии
ИБРАЭ	- институт проблем безопасного развития атомной энергетики
ИРГ	- инертный радиоактивный газ
ИС	- исходное событие
КМПЦ	- контур многократной принудительной циркуляции
КО СУЗ	- контур охлаждения СУЗ
КОО	- каналы охлаждения отражателя
КРО	- кластерный регулирующий орган
КТК	- кольцо твердого контакта
КуАЭС	- Курская атомная электростанция
ЛАЭС	- Ленинградская атомная электростанция
НВК	- нижние водяные коммуникации
ПВК	- пароводяная коммуникация
ПД	- продукты деления
ПС	- программное средство
ПЦР	- пароциркониевая реакция

пэл	- поглощающий элемент
РБМК	- реактор большой мощности канальный
РВ	- радиоактивные вещества
РГК	- раздаточный групповой коллектор
РН	- радионуклид
РП	- реакторное пространство
РР	- ручное регулирование
РУ	- реакторная установка
САОР	- система аварийного охлаждения реактора
САЭС	- Смоленская АЭС
СЛА	- система локализации аварий
СП	- сервопривод
СПиР	- система продувки и расхолаживания
СУЗ	- система управления и защиты
Схема «Д»	- верхняя часть боковой биологической защиты
Схема «Е»	- верхняя биологическая защита
Схема «КЖ»	- кожух реактора
Схема «Л»	- водяные баки боковой биологической защиты
Схема «ОР»	- нижняя биологическая защита
ТВС	- тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	- тепловыделяющий элемент
ТК	- топливный канал
ТСМ	- топливо-содержащая масса
ТСТ	- телескопическое соединение трактов
УАО	- устройство аварийного охлаждения
УЛР	- устройство локализации расплава
УСП	- укороченный стержень-поглотитель
ЦЗ	- центральный зал
ЧАЭС	- Чернобыльская АЭС
ЭВМ	- электронная вычислительная машина
ЯЭУ	- ядерная энергетическая установка

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Воронова О.А., Гатилова Р.Я., Ивченко Т.Г., Самигулин М.С. Программа RATEG для численного моделирования нестационарной термогидравлики сетей с двухфазным теплоносителем. Математическая модель и метод численного решения. // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 1994, вып. 4.
2. Самигулин М.С., Воронова О.А., Данилов Ю.Ф., Крутько Н.А., Шкарубский И.И. Системный двухжидкостной термогидравлический код RATEG. Моделирование термогидравлики ВВЭР-1000 на внутрикорпусной стадии тяжелой аварии. // В сборнике: Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР. Том 2. Анализ аварийных ситуаций: компьютерные коды и экспериментальные исследования. Труды научно-практического семинара. Санкт-Петербург, 12-14 сентября 2000г., С.13-25.
3. Безлепкин В.В., Кухтевич В.О., Сидоров В.Г. и др. Состояние разработки кода RATEG/СВЕЧА/HEFEST для описания процессов деградации активной зоны при запроектных авариях // Сб. трудов Второй Всероссийской Конференции "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР". Подольск, 19-23 ноября 2001. С. 103-106
4. Онуфриенко С.В., Кухтевич И.В., Безлепкин В.В., Сидоров В.Г., Киселев А.Е., Стрижов В.Ф., Самигулин М.С., Проклов В.Б., Томашик Д.Ю. Анализ процессов в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при тяжелых авариях с применением отечественного интегрального кода RATEG/СВЕЧА/HEFEST // Атомное энергомашиностроение. Труды ЦКТИ. Выпуск 282. Санкт-Петербург. 2002. С. 89-99.
5. Bezlepkin V.V., Kisselev A.E., Proklov V.B., et al. Development and verification of RATEG/SVECHA/HEFEST SFD code for deterministic safety analysis of NPP with VVERs, In proceedings of Seventh International Information Exchange Forum on "Safety Analysis for Nuclear Power Plants of VVER and RBMK Types", Piestany, Slovakia, 2003.
6. Безлепкин В.В., Сидоров В.Г., Лукин А.В. и др. Разработка компьютерных кодов для моделирования тяжелых аварий на АЭС // Теплоэнергетика, №2, 2004, С. 5-11

7. Мосунова Н. А., Стрижов В. Ф., Филиппов А. С. Моделирование расплава в корпусе ВВЭР в коде СОКРАТ/HEFEST //Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2010. – №. 3. – С. 43-63.
8. Филиппов А. С. и др. СОКРАТ/HEFEST: модели взаимодействия расплава активной зоны ВВЭР с конструкциями реактора при тяжелой аварии //Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2010. – №. 3. – С. 4-24.
9. Мосунова Н. А., Сапегин С. А., Филиппов А. С. Верификация моделей теплопередачи программного модуля HEFEST //Известия Российской академии наук. Энергетика. – 2010. – №. 3. – С. 64-82.
10. Мелихов В. И. и др. Анализ экспериментов по термическому взаимодействию кориума с водой в условиях тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР/PWR //Вестник Московского энергетического института. Вестник МЭИ. – 2016. – №. 6. – С. 31-37.
11. Аввакумов А. В. и др. Верификация модуля БОНУС в составе интегрального кода СОКРАТ //Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. – №. 5. – С. 250-256.
12. Bolshov L. A. et al. Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents //Nuclear Engineering and Design. – 2019. – Т. 341. – С. 326-345.
13. Долганов К. С. и др. Анализ возможности использования кода Сократ для расчета тяжелых аварий на РУ РБМК-1000 //Годовой отчет НИКИЭТ-2013. – 2013. – С. 145-146.
14. Долганов К. С. и др. Оценка возможности моделирования разрушения технологических каналов РБМК при тяжелых авариях с помощью расчетного кода СОКРАТ //Атомная энергия. – 2013. – Т. 115. – №. 4. – С. 211-216.
15. Шмельков Ю.Б., Шутов Н.В., Петров Л.В. и др. Анализ радиационных последствий запроектных аварий на АЭС с ВВЭР //XVI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров»: Тезисы докладов.(г. Обнинск, 26–27 октября. – 2023. – С. 153.
16. Шмельков Ю.Б., Звонарев Ю.А., Петров Л.В. и др. Разработка и верификация кода МАВР-ГА для моделирования выхода продуктов деления и их переноса под защитной оболочкой при тяжёлой аварии на

- АЭС с ВВЭР //Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2018. – №. 5. – С. 92-104.
17. Shmelkov Yu.B., Zvonarev Yu.A., Shutov N.V. et al. Development and validation of the MAVR-TA code for analyzing the release and transport of fission products during a severe accident at a nuclear power plant with VVER. Part 1–Release of fission products from a fuel //Nuclear Engineering and Design. – 2021. – Vol. 385. – p. 12.
 18. Мельников И.А., Шмельков Г.Б., Голубев М.А. и др. моделирование радиационного теплообмена в полости над расплавом //XIII семинар вузов по теплофизике и энергетике: тезисы докладов. – 2023. – С. 101.
 19. Shmelkov Yu.B., Zvonarev Yu.A., Shutov N.V. et al. Development and validation of the MAVR-TA code for analyzing the release and transport of fission products during a severe accident at a VVER NPP. Part 2–Modelling of the fission products transport in the primary circuit and inside the containment //Nuclear Engineering and Design. – 2021. – Vol. 382. – p. 12.
 20. Savekin S.S., Shmel'kov Yu. B. Simulation of Aerosol Removal from the Atmosphere of an NPP Containment using a Sprinkler System//Thermal Engineering, 2022, Vol. 69, No. 2, p. 87–92
 21. Allison C. M., Berna G. A., Chambers R. et al. SCDAP/RELAP5/Mod3.1 Code Manual. – Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA). Div. of Systems Research; EG and G Idaho, Inc., Idaho Falls, ID (United States), 1995. – №. NUREG/CR-6150-Vol. 4; EGG-2720-Vol. 4.
 22. Allison C. M., Hohorst J. K. Role of RELAP/SCDAPSIM in nuclear safety //Science and technology of Nuclear Installations. – 2009, Article ID 425658 – Vol. 2010, p.17.
 23. M.L. Corradini et al., SCDAP/RELAP5 independent peer review, Rep. LA-1248, January 1993 (Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM)
 24. Salehi M., Jahanfarnia G. Small break LOCA analysis without emergency core cooling systems using the RELAP5/SCDAP code in VVER-1000 reactor //Annals of nuclear energy. – 2016. – Vol. 87. – p. 299-307.
 25. Park R. J., Kim S. B., Kim H. D. Evaluation of the RCS depressurization strategy for the high pressure sequences by using SCDAP/RELAP5 //Annals of Nuclear Energy. – 2008. – Vol. 35. – №. 2. – p. 150-157.

26. Jahanfarnia G., Salehi M. (2015). The in-vessel melt retention strategy using the RELAP5/SCDAP code for VVER-1000 reactor. In Turcu, Ilie (Ed.). Proceedings of NUCLEAR 2015 the 8th annual international conference on sustainable development through nuclear research and education Part 1/3 , 2015 p. 244.
27. Prisecaru I., Dupleac D., Ghitescu P. et al. A parametric study of a large break in reactor inlet header of CANDU6 reactors using RELAP5 code //Proceedings of ICAPP. – 2006. – Vol. 6. – p. 4-8.
28. Mladin M., Dupleac D., Prisecaru I. Evaluation of the RELAP5/SCDAP accident analysis code applicability to CANDU nuclear reactors // U.P.B. Sci. Bull., Series C, Vol. 71, Iss. 4, 2009, p. 143-156.
29. Chai P., Wu Y., Okamoto K. Improvement and validation of RELAP5/SCDAP code on evaluating the graphite behavior during oxidation process //Progress in Nuclear Energy. – 2020. – Vol. 130, Article 103529, p.9.
30. Humphries L.L., Figueroa V.G., Young M.F. et al. MELCOR computer code manuals. – Sandia National Lab.(SNL-NM), Albuquerque, NM (United States), -2015, Vol. 2, p. 807.
31. Bonelli A., Mazzantini O., Sonnenkalb M. et al. Station black-out analysis with melcor 1.8. 6 code for atucha 2 nuclear power plant //Science and Technology of Nuclear Installations. – 2012, – Vol. 2012, p. 17.
32. Li L., Kim T.W., Zhang Y. et al. MELCOR severe accident analysis for a natural circulation small modular reactor //Progress in Nuclear Energy. – 2017. – Vol. 100. – p. 197-208.
33. Sevón T. A MELCOR model of Fukushima Daiichi Unit 1 accident //Annals of Nuclear Energy. – 2015. – Vol. 85. – p. 1-11.
34. Siniša Š., Davor G., Zdenko Š. Application of ASTEC, MELCOR, and MAAP computer codes for thermal hydraulic analysis of a PWR containment equipped with the PCFV and PAR systems //Science and Technology of Nuclear Installations. – 2017. – Vol. 2017. p. 16.
35. Wang J., Corradini M.L., Fu W. et al. Comparison of CORA & MELCOR core degradation simulation and the MELCOR oxidation model //Nuclear Engineering and Design. – 2014. – Vol. 276. – p. 191-201.

36. Wang T.C., Wang S.J., Teng J.T. Comparison of severe accident results among SCDAP/RELAP5, MAAP, and MELCOR codes //Nuclear technology. – 2005. – Vol. 150. – №. 2. – p. 145-152.
37. Hogan K., Liao Y., Beeny B. et al. Implementation of a generalized diffusion layer model for condensation into MELCOR //Nuclear engineering and design. – 2010. – Vol. 240. – №. 10. – p. 3202-3208.
38. Sienicki, D., Adomavichius, A., & Gylys, J. Use of the MELCOR code to model the RBMK-1500 reactor// Thermal Energy and Technologies Proceedings of conference, -1999, p. 345.
39. D'Auria F., Gabaraev B., Soloviev S. et al. Deterministic accident analysis for RBMK //Nuclear engineering and design. – 2008. – Vol. 238. – №. 4. – p. 975-1001.
40. Khalil, Y.F., Elicson, G.T., Malinovic, B. Use of MAAP code to support full-power nuclear plant operations. Transactions of the American Nuclear Society, -1996. p. 366-368.
41. Lindholm I., Pekkarinen E., Sjövall H. Evaluation of reflooding effects on an overheated boiling water reactor core in a small steam-line break accident using MAAP, MELCOR, and SCDAP/RELAP5 computer codes //Nuclear technology. – 1995. – Vol. 112. – №. 1. – p. 42-57.
42. de la Rosa Blul J.C., Brumm S., Mascariet F. al. ASTEC–MAAP Comparison of a 2 Inch Cold Leg LOCA until RPV Failure //Science and Technology of Nuclear Installations. – 2018. – Vol. 2018. – p. 1-24.
43. Sonnenkalb M., Band S. ATHLET-CD/COCOSYS Analyses of Severe Accidents in Fukushima Daiichi Units 2 and 3: German Contribution to the OECD/NEA BSAF Project, Phase 1 //Nuclear Technology. – 2016. – Vol. 196. – №. 2. – p. 211-222.
44. Di Marcello V., Imke U., Sanchez V. Validation and application of the system code ATHLET-CD for BWR severe accident analyses //Nuclear Engineering and Design. – 2016. – Vol. 307. – p. 284-298.
45. Tusheva P., Schäfer F., Kozmenkov Y. et al. WASA-BOSS: ATHLET-CD Model for Severe Accident Analysis for a Generic KONVOI Reactor //Atw. Internationale Zeitschrift fuer Kernenergie, 2015b. – 2015. – Vol. 60. – №. 7. – p. 442-447.

46. Drath T., Kleinhietspaß I. D., Koch M. K. Analysis of the TMI-2 accident using ATHLET-CD //Atw. Internationale Zeitschrift für Kernenergie. – 2006. – Vol. 51. – №. 1. – p. 20-26.
47. Stuckert J., Austregesilo H., Bals C. et al. Post-test analyses of the CORA-15 bundle test with the system codes ATHLET-CD and SOCRAT //Nuclear Engineering and Design. – 2019. – T. 342. – C. 320-335.
48. Toth B., Mueller K., Birchley J. et al. Benchmark study on fuel bundle degradation in the phebus FPT3 test using the severe accident codes ATHLET-CD, ICARE2, and MELCOR //Nuclear technology. – 2007. – Vol. 157. – №. 2. – p. 132-142.
49. Ganzalez R., Chatelard P., Jacq F. ICARE2 A Computer Program for Severe Core Damage Analysis in LWRs. Institute de Protection de Surete Nucleaire. SEMAR 93/33. CEA. France, 1993.
50. Zvonarev Yu., Volchek A., Kobzar V., Chatelard P., Van Dorsselaere J.P. ASTEC and ICARE/CATHARE modelling improvement for VVERs //Nuclear Engineering and Design. – 2011. – Vol. 241. – №. 4. – p. 1055-1062.
51. Zvonarev Yu., Kobzar V., Budaev M., Chatelard P., Van Dorsselaere J.P. ASTEC and ICARE/CATHARE application to simulation of a VVER-1000 large break LOCA //Proc. Int. Conf. Nuclear Energy for New Europe. – 2009. – p. 14-17.
52. Chatelard P., Dorsselaere J. P. ICARE/CATHARE and ASTEC code development trends //Acta Universitatis Lappeenrantaensis. – 2000. – Vol. 2. – №. 100. – p. 72-77.
53. Chatelard P., J. Ile Fleurot, O. Marchand, P. Draï Assessment of ICARE/CATHARE V1 severe accident code //International Conference on Nuclear Engineering. – 2008. – Vol.14, № 89307, p. 145-154.
54. Bachrata A., Fichot F., Repetto G. et al. Code simulation of quenching of a high temperature debris bed: Model improvement and validation with experimental results //International Conference on Nuclear Engineering. – American Society of Mechanical Engineers, 2013. Vol.20, № 54221, p. 77-85.
55. Seiler N., Bertrand F., Marchand O., Repetto G., Ederli S. Investigations on boron carbide oxidation for nuclear reactors safety—General modelling for

- ICARE/CATHARE code applications //Nuclear engineering and design. – 2008. – Vol. 238. – №. 4. – p. 820-836.
56. Bachrata A., Fichot F., Repetto G., Quintard M., Fleurot J. Contribution to modeling of the reflooding of a severely damaged reactor core using PRELUDE experimental results //Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants. – Chicago, IL, 2012. – p. 1864-1872.
 57. Radu G., Prisecaru I. Applications of ASTEC integral code on a generic CANDU 6 //Nuclear Engineering and Design. – 2015. – Vol. 286. – p. 237-245.
 58. Chatelard P., Reinke N., Arndt S. et al. ASTEC V2 severe accident integral code main features, current V2.0 modelling status, perspectives //Nuclear Engineering and Design. – 2014. – Vol. 272. – p. 119-135.
 59. van Dorsselaere J. P., Seropian C., Chatelard P. et al. The ASTEC integral code for severe accident simulation //Nuclear Technology. – 2009. – Vol. 165. – №. 3. – p. 293-307.
 60. Cantrel L., Cousin F., Bosland L., Chevalier-Jabet K., Marchetto C. ASTEC V2 severe accident integral code: Fission product modelling and validation //Nuclear Engineering and Design. – 2014. – Vol. 272. – pp. 195-206.
 61. Bandini G., Buc M., Hering W., Godin-Jacqmin L. et al. Recent advances in ASTEC validation on circuit thermal-hydraulic and core degradation //Progress in Nuclear Energy. – 2010. – Vol. 52. – №. 1. – p. 148-157.
 62. Van Dorsselaere J.P., Chatelard P., Cranga M. et al. Validation status of the ASTEC integral code for severe accident simulation //Nuclear Technology. – 2009. – Vol. 170. – №. 3. – p. 397-415.
 63. Bonneville H., Luciani A. Simulation of the core degradation phase of the Fukushima accidents using the ASTEC code //Nuclear Engineering and Design. – 2014. – Vol. 272. – p. 261-272.
 64. Zvonarev Yu.A., Volchek A.M., Kobzar V.L., Budaev M.A. ASTEC application for in-vessel melt retention modelling in VVER plants //Nuclear Engineering and Design. – 2014. – Vol. 272. – p. 224-236.
 65. Majumdar P., Chatterjee B., Lele H.G., Guillard G., Fichot F. ASTEC adaptation for PHWR limited core damage accident analysis //Nuclear Engineering and Design. – 2014. – Vol. 272. – p. 273-286.

66. Kljenak I., Dapper M., Dienstbier J., Herranz L. E., Koch M. K., Fontanet J. Thermal-hydraulic and aerosol containment phenomena modelling in ASTEC severe accident computer code //Nuclear engineering and design. – 2010. – Vol. 240. – №. 3. – p. 656-667.
67. Brillant G., Marchetto C., Plumecocq W. Fission product release from nuclear fuel II. Validation of ASTEC/ELSA on analytical and large scale experiments //Annals of Nuclear Energy. – 2013. – Vol. 61. – p. 96-101.
68. Асмолов В. Г. Результаты исследований тяжелых аварий водоохлаждаемых реакторов. Атомная энергия. – 1994. – Т. 76. – №. 4. – С. 282-302.
69. Rempe J. L., Knudson D. L., Lutz R. J. Scoping study investigating PWR instrumentation during a severe accident scenario. Idaho National Lab.(INL), Idaho Falls, ID (United States), 2015. – №. INL/EXT-15-35940.
70. Артамонов Н. В., Сидоров А. С. Изменение размножающих свойств реактора типа ВВЭР-1000 при прохождении запроектной аварии с расплавлением активной зоны. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2012. – №. 31. – С. 102-111
71. Хабенский В. Б. и др. Расчетно-теоретические исследования теплофизических и физико-химических процессов при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР. Атомная энергия. – 2022. – Т. 132. – №. 2. – С. 116-121.
72. Li L. et al. Severe accident analysis for a typical PWR using the MELCOR code //Progress in Nuclear Energy. – 2014. – Т. 71. – С. 30-38.
73. Звонарев Ю. А. и др. Расчетный анализ эффективности работы устройства локализации расплава для ВВЭР-1200. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2010. – №. 1. – С. 68-78.
74. Василевский В. П. и др. Особенности развития тяжелых запроектных аварий РБМК и подходы к управлению ими. Атомная энергия. – 2001. – Т. 90. – №. 6. – С. 425-431.
75. Афремов Д. А., Соловьев С. Л. Разработка и применение расчетно-теоретических методов анализа некоторых типов тяжелых аварий реактора РБМК. Теплоэнергетика. – 2001. – №. 4. – С. 68-71.

76. Власкин В. и др. Разработка руководства по управлению запроектными авариями для реакторов РБМК-1500 Игналинской атомной электростанции. ENERGETIKA. – 2007. – Т. 53. – №. 2. – С. 19-25.
77. Никитин Ю. М., Гмырко В. Е. Запроектные аварии с разрывом трубопроводов большого диаметра контура циркуляции РБМК-1000 при отказе системы аварийного охлаждения реактора. Атомная энергия. – 2013. – Т. 115. – №. 1. – С. 3-6.
78. Долганов К. С. и др. Оценка возможности моделирования разрушения технологических каналов РБМК при тяжелых авариях с помощью расчетного кода СОКРАТ. Атомная энергия. – 2013. – Т. 115. – №. 4. – С. 211-216.
79. Филиппов А. С. Распределение температуры и теплообмен в осушенном технологическом канале активной зоны РБМК-1000 при тяжелой аварии с потерей теплоносителя. Атомная энергия. – 2021. – Т. 131. – №. 5. – С. 279-285.
80. Гмырко В.Е. Анализ развития и особенности управления запроектными авариями реактора РБМК-1000 с длительным разогревом активной зоны: специальность: 05.14.03: дис. ... канд. техн. наук / Гмырко Владимир Евгеньевич. – Москва, 2014. –146. – Текст: непосредственный.
81. Бубнова Т. А. и др. Управление запроектной аварией РБМК с полным обесточиванием в условиях длительного обезвоживания активной зоны //Атомная энергия. – 2017. – Т. 123. – №. 6. – С. 307-311.
82. Ростехнадзор. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «СТЕРАН-3». Регистрационный номер 453, 2018 г.
83. Вукалович М.П., Ривкин С.Л., Александров А.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. М.: Издательство МЭИ, 1999. - 168 с.
84. Чиркин В. С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники: Справочник. – Атомиздат, 1968.
85. Зиновьев В.Е. Теплофизические свойства металлов при высоких температурах. Справочник. М.: Металлургия, 1989. – 385.
86. Таблицы стандартных справочных данных. Графит квазимонокристаллический УПВ-1Т. Изобарная теплоемкость,

- энтальпия и энтропия в диапазоне температур 298,15...4000 К, М.: Издательство стандартов, 1991.
87. Афремов Д.А. Разработка и применение расчетно-теоретических методов анализа запроектных аварий реактора РБМК: специальность: 01.04.14: дис. ... канд. техн. наук / Афремов Дмитрий Александрович. – Москва, 2003. – 203. – Текст: непосредственный.
 88. Ростехнадзор. Аттестационный паспорт программы для ЭВМ «CHAIN». Регистрационный номер 543, 2021 г.
 89. Смирнова А.К. Разработка математической модели выхода радионуклидов из топлива при авариях на РБМК: специальность: 2.4.9: дис. ... к-та техн. наук / Смирнова Анастасия Константиновна. – Москва, 2024. – 151. – Текст: непосредственный.
 90. Краюшкин А.В., Модин А.А. Полномасштабная математическая модель для описания температурного режима РБМК в аварии с полным обесточиванием, ВАНТ, Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 1, 2012, С. 72-78.
 91. Краюшкин А.В., Захарова Л.Н. Моделирование запроектной аварии с полным обесточиванием РБМК, ВАНТ, Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 3, 2016, С. 53-62.
 92. Исследования в области научно-технических и методических основ развития ядерных энергетических технологий, топливообеспечения и безопасности ядерной энергетики. Работы 2016 года: отчет о НИР / НИЦ «Курчатовский институт»; рук. Я.И. Штромбах; исполн.: А.В. Краюшкин, Ю.И. Зорин, Е.В. Бурлаков и др. Москва, 2016. 100 с. № ГР АААА-А16-116100310034-6. Инв. № 110.11-14/16-73.
 93. О верификации ПС «СТЕРАН-Т» для моделирования тяжелых аварий на РБМК: верификационный отчет / НИЦ «Курчатовский институт»; рук. А.В. Краюшкин; исполн.: Ю.И. Зорин, В.Н. Бабайцев, И.А. Тупотилов и др. Москва, 2021. 243 с. Инв. № 110.3-14/21-125.
 94. Галанин А. Д. Теория гетерогенного реактора //М.: Атомиздат. – 1971. – С. 248.
 95. Чиркин В. С. Теплофизические свойства материалов. Справочник. М.: ФИЗМАТГИЗ. 1959.- 356 с.

96. Платонов П. А., Трофимчук Е. И., Карпухин В. И. Действие облучения на теплопроводность и электропроводность реакторного графита: Препринт ИАЭ им. Курчатова. М. – 1976.
97. **Краюшкин А.В., Тупотилов И.А. Запроектная авария с полным обесточиванием РБМК. Анализ возможности возникновения повторной критичности, ВАНТ, Сер. Физика ядерных реакторов, вып. 5, 2022, С. 90-97.**
98. Боровой А.А., Пазухин Э.М., Стрижов В.Ф. Эффективность мер по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. Препринт ИАЭ-6471/11–2007.
99. Звонарев Ю. А. и др. Расчетный анализ удержания расплавленной активной зоны в корпусе реактора при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР //ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 2, С. 93-107.
100. Кабакчи С.А., Будаев М.А., Ковалевич О.М.. Образование водорода в терморadiационных процессах при гипотетических авариях с потерей теплоносителя на АЭС с реакторами ВВЭР. Химия высоких энергий том 22 N4 1988 стр. 295-300.
101. Чихрай Е. В., Кульсартов Т. В., Шестаков В. П. и др. Исследование взаимодействия графита РГТ с химически активными газами, Сборник докладов Пятой Международной конференции и Девятой Международной школы молодых ученых и специалистов им. А. А. Курдюмова – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2015. – 448 с.
102. Пазухин Э.М. “Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования”, Радиохимия, т. 36:, вып. 2, С. 97-141, 1994 г.
103. Киселев А.Н., Чечеров К.П. “Модель процесса разрушения 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС”, Атомная энергия, т.91, вып.6, 2001г.
104. Боровой А.А., Велихов Е.П. “Опыт Чернобыля”. Курчатовский институт, Москва, 2012 г.
105. Платонов П.А. “О процессе разрушения активной зоны реактора 4 блока ЧАЭС (Ретроспективный анализ экспериментов и фактов)”. Препринт ИАЭ-6486/11, Москва 2007.
106. Бабайцев В.Н. Полномасштабная трехмерная программа для расчетов температурных полей в конструкционных элементах активной зоны

- РБМК в стационарных, переходных и аварийных режимах KLADKA-2. —В сб.: МНТК-2018 “Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики”. Москва, 23-24 мая, 2018.
107. **Бабайцев В.Н., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Программа для расчета температурных полей в РБМК KLADKA-2. ВАНТ, Сер.: Физика ядерных реакторов, вып. 5, С. 30-39, 2023г.**
 108. Firnhaber M., Yegorova L., Brockmeier U. et al. OECD/NEA-CSNI International Standard Problem ISP-36. CORA-W2 Experiment on Severe Fuel Damage for a Russian Type PWR. Comparison Report. OCDE/GD(96)19, 1996.
 109. НТЦ ЯРБ. Аттестационный паспорт программы для электронных вычислительных машин «KLADKA-2», регистрационный номер 579, 2023 г.
 110. НП-001-15 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. Утверждено Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору приказом от 17 декабря 2015 г. №522.
 111. **Бабайцев В.Н., Краюшкин А.В., Смирнова А.К., Тупотилов И.А. Запроектная авария с полным обесточиванием на реакторах типа РБМК. ВАНТ, Сер.: Физика ядерных реакторов, вып. 1, С. 71-82, 2024г.**
 112. Малыгин В.Б. Эксплуатационные свойства материалов для обоснования проектов твэлов энергетических реакторов. М.: МИФИ, 2007.
 113. Абрамов М.А., Авдеев В.И., Адамов Е.О. и др. Канальный энергетический реактор РБМК// М.: ГУП НИКИЭТ. – 2006. – С.632.
 114. Слободчиков А.В., Бирюков А.Н., Рахманов А.П. и др. Расчетно-экспериментальное исследование взаимодействия металлоконструкции схемы «КЖ» с графитовой кладкой РБМК-1000 //Атомная энергия. – 2022. – Т. 133. – №. 5-6. – С. 254-257.
 115. **Тупотилов И. А., Смирнова А. К., Краюшкин А. В. Расчетный анализ аварии с полным обесточиванием энергоблока РБМК, остановленного для вывода из эксплуатации //Атомная энергия. – 2023. – Т. 134. – №. 5-6. – С. 259-265.**

СПИСОК РИСУНКОВ

Рисунок 2.2.1 - Блок-схема программы для ЭВМ <i>STEPAN-T</i>	31
Рисунок 2.3.1 - T_1 и T_2 – температуры в центрах нод 1 и 2; T_{12} и T_{22} – температуры на соответствующих границах	36
Рисунок 2.3.2 - Решается одномерная стационарная задача переноса тепла вдоль оси X на интервале между точками a и b. Стрелками сверху и снизу показана утечка тепла в направлениях, перпендикулярных X.....	37
Рисунок 2.3.3 - Схема реактора.....	42
Рисунок 2.3.4 - Боковые конструкции реактора (горизонтальный разрез)	42
Рисунок 2.3.5 - Схема ячейки с каналом охлаждения отражателя	46
Рисунок 2.3.6 - Аксиальное распределение температур в канале на момент начала плавления стальных конструкций в а.з.	48
Рисунок 2.3.7 - Схематическое изображение расположения топлива, возникающего после ~50 час с момента аварии без восстановления охлаждения активной зоны.....	50
Рисунок 2.3.8 – ТВС в технологическом канале (а) и характерный аксиальный профиль температуры (б).....	51
Рисунок 2.3.9 – ТВС в технологическом канале при обрыве каркасного стержня.....	52
Рисунок 2.3.10 – ТВС в технологическом канале (а) и аксиальный профиль температуры в момент разрушения циркониевых элементов канала (б).....	52
Рисунок 2.3.11 - Хвостовик ТВС	53
Рисунок 2.3.12 - Хвостовик ТВС с местами расположения твэлов в кассете	54
Рисунок 2.3.13 – Продвижение топливного столба в место второго сужения канала в районе стакана	54
Рисунок 2.3.14 – Продвижение топливного столба в схему «ОР»	55
Рисунок 2.3.15 – Изменение температуры трубы канала и графита для канала средней мощности.....	66
Рисунок 2.3.16 – Генерация водорода при охлаждении схемы «ОР» путем подачи воды в РП на верхнюю плиту	67
Рисунок 2.3.17 – Генерация водорода в зависимости от площади поверхности взаимодействия пара с графитом кладки активной зоны	68
Рисунок 2.3.18 - Металлоконструкция схемы «ОР» (размеры в мм), красным цветом отмечен проплавленный квадрант	74
Рисунок 2.3.19 - Изменение остаточного энерговыделения реактора после останова.....	77
Рисунок 2.3.20 - Зависимость температур графита от времени.....	78
Рисунок 2.3.21 - Средние по объему температуры квадрантов схемы «ОР».....	79
Рисунок 2.3.22 - Количество расчетных нод, на которое продвигается топливо внутрь схемы «ОР» (значение в 21 расчетную ноду соответствует полному проплавлению схемы «ОР»)	80
Рисунок 2.3.23 - Зависимость температур от времени.....	81
Рисунок 3.1.1 - Максимальные температуры графита.....	84
Рисунок 3.1.2 - Температура оболочек 6 центральных твэлов в канале средней мощности (на уровне около 4600 мм от низа активной зоны).....	85
Рисунок 3.1.3 - Аксиальные распределения температуры графита на моменты времени	86
Рисунок 3.1.4 - Аксиальные распределения температуры графита на момент 45 час.....	88
Рисунок 3.1.5 - Максимальные температуры в активной зоне:	90
1 – расчет по <i>KLADKA-2</i> ; 2 – расчет по <i>STEPAN-T</i>	90
Рисунок 3.1.6 - Изменение средних температур по крупным радиальным зонам.....	91

Рисунок 3.1.7 - Изменение температур при обесточивании энергоблока со стоком тепла в контур СУЗ, вода подается в 223 ячейки (расчет по <i>KLADKA-2</i>)	94
Рисунок 3.1.8 - Изменение максимальных и средних температур топлива и графита при обесточивании энергоблока со стоком тепла в контур СУЗ (вода подается в 223 ячейки СУЗ, расчет по <i>STEPAN-T</i>)	95
Рисунок 3.1.9 - Изменение во времени числа каналов с температурой оболочки твэла выше 700 °С и их местоположение в активной зоне, вода подается в 223 ячейки СУЗ (расчет по <i>KLADKA-2</i>)	96
Рисунок 3.1.10 - Изменение во времени числа каналов с температурой оболочки твэла выше 700 °С и их местоположение в активной зоне, вода подается в 223 ячейки СУЗ (расчет по <i>STEPAN-T</i>)	97
Рисунок 3.1.11 - Изменение во времени числа каналов с температурой трубы ТК выше 850°С и их местоположение в активной зоне, вода подается в 223 ячейки СУЗ (расчет по <i>KLADKA-2</i>)	98
Рисунок 3.1.12 - Изменение во времени числа каналов с температурой трубы ТК выше 850°С и их местоположение в активной зоне, вода подается в 223 ячейки СУЗ (расчет по ПС <i>STEPAN-T</i>)	98
Рисунок 3.2.1 - Зависимости интегрального энерговыделения от времени	100
Рисунок 3.2.2 - Изменение температуры канала со средней мощностью 1,96 МВт	101
Рисунок 3.2.3 - Масса сгенерированного водорода от времени [108]	104
Рисунок 4.1.1 - Зависимости температуры от времени в активной зоне (а), в окружающих активную зону металлоконструкциях (б)	109
Рисунок 4.1.2 - Зависимости количества разрушенных стержней УСП от времени	111
Рисунок 4.1.3 - Зависимости количества разгерметизировавшихся ТВС от времени	112
Рисунок 4.1.4 - Зависимости количества разгерметизировавшихся труб ТК от времени	113
Рисунок 4.1.5 - Зависимости количества разрушенных КРО и ДП от времени	114
Рисунок 4.1.6 - Зависимости количества каналов ТК с разрушенными циркониевыми элементами конструкции от времени	114
Рисунок 4.1.7 – Картограмма ТК с разрушенными циркониевыми элементами конструкции на момент 240 час	115
Рисунок 4.1.8 - Зависимость количества каналов АЗ с разрушенными поглощающими втулками от времени	116
Рисунок 4.1.9 - Картограмма каналов АЗ с разрушенными поглощающими втулками на момент 240 час	116
Рисунок 4.1.10 – Зависимости интегрального энерговыделения (а) и утечки тепла в окружающие активную зону металлоконструкции (б) от времени	118
Рисунок 4.1.11 – Зависимость уровня воды в баках схемы «Л»	119
Рисунок 4.1.12 – Зависимости температур схемы «ОР» от времени	120
Рисунок 4.1.13 - Зависимость реактивности от времени	124
Рисунок 4.1.14 - Зависимость реактивности от температуры графита	125
Рисунок 4.1.15 - Реактивность в горячем состоянии (плавление пэл не учитывается)	127
Рисунок 4.1.16 - Реактивность в холодном состоянии (плавление пэл не учитывается)	127
Рисунок 4.1.17 - Изменение реактивности реактора во времени для разогретого состояния, при текущих температурах	130
Рисунок 4.1.18 - Изменение реактивности реактора во времени, для расхоложенного состояния	131
Рисунок 4.1.19 – Схема петли КМПЦ	132
Рисунок 4.1.20 – Зависимости температуры НВК от времени	133

Рисунок 4.1.21 - Зависимость количества нод, генерирующих водород, от времени	134
Рисунок 4.1.22 - Зависимость скорости генерации водорода от времени.....	134
Рисунок 4.1.23 - Зависимость массы образовавшегося водорода от времени	135
Рисунок 4.1.24 – Зависимости приращения в длине графитового блока (46-35) от времени	137
Рисунок 4.1.25 – Картограмма с приращением в радиальном направлении размера графитовых блоков на момент 92 час после начала аварии.....	138
Рисунок 4.1.26 – Конструкция узла ТСТ.....	139
Рисунок 4.1.27 – Картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовых блоков на момент 92 час после начала аварии.....	140
Рисунок 4.1.28 – Картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовой колоны 42-31 на момент 92 час после начала аварии.....	141
Рисунок 4.1.29 - Зависимости температуры от времени в активной зоне (а), в окружающих активную зону металлоконструкциях (б).....	143
Рисунок 4.1.30 – Зависимость количества разгерметизировавшихся ТВС от времени.....	144
Рисунок 4.1.31 – Картограмма разгерметизировавшихся ТВС	144
Рисунок 4.1.32 - Зависимости разгерметизировавшихся труб ТК от времени	145
Рисунок 4.1.33 – Картограмма с разгерметизировавшимися трубами ТК.....	145
Рисунок 4.1.34 – Зависимость уровня воды в баках схемы «Л».....	146
Рисунок 4.1.35 - Зависимости реактивности от времени	148
Рисунок 4.1.36 - Зависимость количества нод, генерирующих водород, от времени	149
Рисунок 4.1.37 - Зависимость скорости генерации водорода от времени.....	149
Рисунок 4.1.38 - Зависимость массы образовавшегося водорода от времени	150
Рисунок 4.1.39 – Зависимости приращения в длине графитовой колоны (43-63) от времени	152
Рисунок 4.1.40 – Картограмма с приращением в радиальном направлении длины графитовых блоков на момент 50 час после начала аварии.....	153
Рисунок 4.1.41 – Картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовых блоков на момент 50 час после начала аварии.....	154
Рисунок 4.1.42 – Картограмма с приращением в аксиальном направлении длины графитовой колоны 43-63 на момент 50 час после начала аварии.....	154

СПИСОК ТАБЛИЦ

Таблица 1.1.1 – Наиболее распространенные зарубежные программы для моделирования тяжелых аварий и их краткое описание	12
Таблица 1.4.1 – Классификация эффектов по группам, свойственных разным стадиям аварии	21
Таблица 2.3.1 – Величины параметров, необходимых для определения теплоотдачи к воде .	60
Таблица 3.2.1 – Количество образовавшегося водорода	101
Таблица 3.2.2 – ($t=600\text{min}$)	102
Таблица 3.2.3 – Масса образовавшегося водорода в пароциркониевой реакции	103
Таблица 3.2.4 – Количество образовавшегося водорода	105
Таблица 4.1.1 – Последовательность событий в развитии аварии с полным обесточиванием без управляющих воздействий (аварии предшествовала работа энергоблока на мощности).....	122
Таблица 4.1.2 – Зависимость коэффициента размножения для различных компоновок канала в зависимости от величины выгорания топлива.....	129
Таблица 4.1.3 – Зависимость эффективного коэффициента размножения для различных пористостей топлива в поврежденном канале в зависимости от величины выгорания топлива	129
Таблица 4.1.4 – Последовательность событий в развитии аварии с полным обесточиванием с восстановлением охлаждения контура СУЗ (аварии предшествовала работа энергоблока на мощности).....	147
Таблица 4.1.5 – Утечки тепла в окружающие реактор металлоконструкции от времени	150