



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

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва – 2024 г.

Работа выполнена в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»)

Научный руководитель: *Краюшкин Александр Викторович*
доктор технических наук,
руководитель отделения канальных реакторов
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва.

**Официальные
оппоненты:**

Щукин Николай Васильевич
доктор физико-математических наук, профессор,
профессор кафедры теоретической и
экспериментальной физики ядерных реакторов №5
НИЯУ «МИФИ», г. Москва;

Попыкин Александр Иванович
кандидат физико-математических наук,
старший научный сотрудник, ведущий научный
сотрудник, ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва.

Ведущая организация: АО «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежала» (АО «НИКИЭТ»), г. Москва.

Защита диссертации состоится 24 сентября 2024 г., начало в 14:00, на заседании диссертационного совета 02.1.003.04 на базе НИЦ «Курчатовский институт» по адресу: 123182, г. Москва, пл. Академика Курчатова, д.1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЦ «Курчатовский институт» и на сайте www.nrcki.ru

Автореферат разослан « ____ » _____ 2024 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета 02.1.003.04
кандидат физико-математических наук



Д.А. Шкаровский

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

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, посвящённые моделированию тяжелой стадии запроектной аварии с полным обесточиванием, являются значимыми с точки зрения науки и актуальными для атомной промышленности России.

Цели и задачи исследования

Целью данной работы явилось доработка и модернизация программы *STEPAN-T* и проведение моделирования тяжелой стадии аварии с полным обесточиванием РБМК.

Для достижения цели были выполнены следующие задачи:

- 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 работы

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 работы

Заключается в получении с помощью модернизированной и доработанной в научной работе 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.

Степень достоверности и апробация результатов

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

По результатам выполненной научно-квалификационной работы было опубликовано 5 работ в научных журналах, 3 из которых в рецензируемых научных изданиях, входящих в перечень научных изданий ВАК, 1 в WOS. Результаты также докладывались и обсуждались на 5 научных межотраслевых и международных конференциях. По результатам работы получено 1 свидетельство о РИД.

Основные 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.

Структура и объем диссертации

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

КРАТКОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность работы, сформулирована ее цель и поставлены задачи для достижения цели, приведена информация о научной новизне, описана практическая значимость и достоверность полученных результатов, изложены основные положения, выносимые на защиту, приведена информация об основных публикациях по теме работы

В первой главе проведен аналитический обзор существующих программ для моделирования аварийных процессов на АЭС.

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.

Большинство представленных в открытых источниках работ (так и программ) по тематике тяжелых аварий относятся к водо-водяным корпусным реакторам типа ВВЭР. В литературных источниках достаточно подробно рассмотрены различные стадии протекания аварий и определены средства по её управлению. Однако, работ, посвященных рассмотрению аварий на реакторах типа РБМК, достаточно ограниченный спектр. В виду 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.

Общий вывод из обзора литературных данных следующий: аттестованная программа *STEPAN-T* является уникальным инструментом для анализа тяжелых аварий на РБМК, позволяющим проводить комплексное моделирование характерных процессов для ЗПА с полным обесточиванием.

Во второй главе приведено описание разработанной программы для моделирования запроектной аварии с полным обесточиванием.

Разработанная 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 разогрев обезвоженного реактора приведет к разрушениям, выходу активности, но для понимания возможности ослабления последствий развития аварии на тяжелой стадии требуется установить характер и временную последовательность разрушений. Для этого необходимо решать следующие задачи:

- рассчитывать температуры в активной зоне;
- рассчитывать 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 сгенерировавшегося 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.

Программа для ЭВМ *STEPAN-T* решает перечисленные выше задачи. Для этого к программе нейтронно-физического расчета *STEPAN-3* 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 радиоактивных веществ под оболочки ТВЭЛов при предшествующей аварии нормальной работе реактора на мощности и дополнительный их выход при разогреве топлива. На рисунке 1 представлена блок-схема *STEPAN-T*.



Рисунок 1. Блок-схема программы для ЭВМ *STEPAN-T*

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

1. На каждом шаге определяются поля температур топлива и графита. 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 (рисунке 1).

2. После определения полей температур оценивается, достигли ли температуры величин, при которых возможно плавление, например, стальных деталей поглотителей (1450 °С — температура плавления стали) или циркониевых деталей ТВС (1850 °С — температура плавления циркония). Если такие температуры в данной пространственной точке достигнуты, то следуют соответствующие изменения конфигурации в окрестности этой точки. Например, поглотители кластерного регулирующего органа (КРО) обрываются и уходят под активную зону, или центральный стержень тепловыделяющей сборки (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 формула закона Бейкера-Джаста, в которую подается температура циркония в каждой пространственной ноде. Эта температура считается совпадающей с температурой топлива. 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 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. 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 используется в специальном блоке программы для оценки выхода радиоактивных веществ (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. 1) блоков (2) и (6) означает следующее. При разрушении ТВС часть топлива начинает проникать внутрь схемы «ОР», ускоряя ее нагрев.

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 содержание эрбия.

В третьей главе приведена валидация и кросс-верификация разработанной программы.

Проведена верификация блока программы, выполняющего расчет температур с результатами расчетов аттестованной программы *KLADKA-2*, выполняющей расчеты РБМК в полномасштабной геометрии, с высокой степенью детализации активной зоны. На рисунке 2 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.

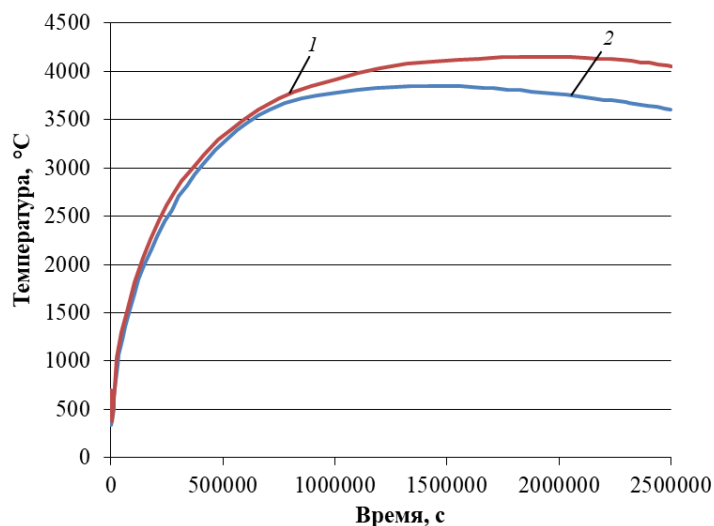


Рисунок 2. Максимальные температуры в активной зоне:

1 – KLADKA-2; 2 – 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.

На рисунке 3 сравниваются результаты расчетов температурного режима реактора после полного обесточивания при восстановлении подачи воды в каналы СУЗ, полученные по *STEPAN-T* и *KLADKA-2*.

Рассматривается следующий сценарий аварии. В начальный момент происходит обесточивание. Через 1,5 часа начинается снижение давления в КМПЦ. 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. В этот момент восстанавливается охлаждение контура СУЗ.

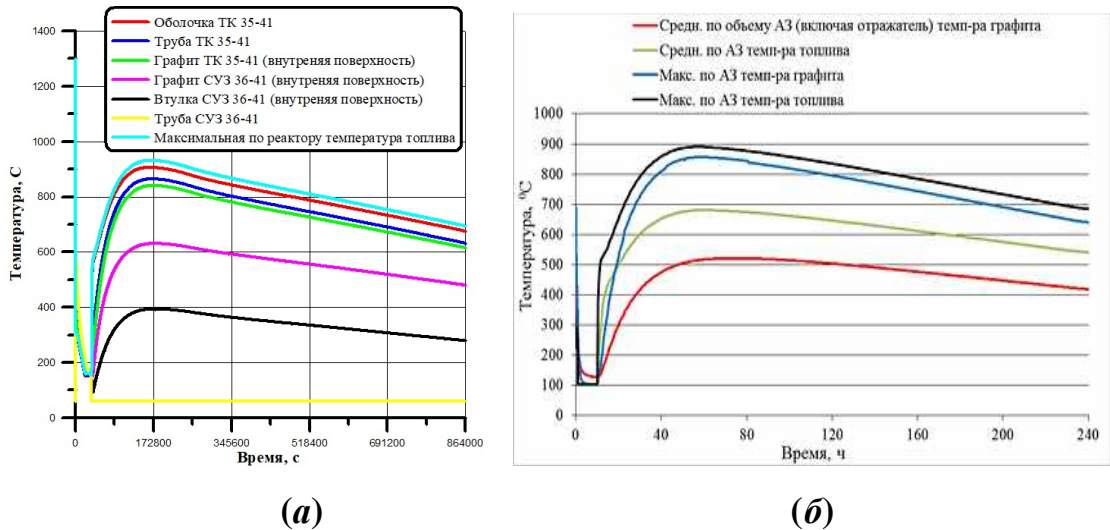


Рисунок 3. Изменение температур топлива и графита при обесточивании энергоблока со стоком тепла в контур СУЗ:

а) – *KLADKA-2*; б) – *STEPAN-T*

Из сравнения зависимостей, приведенных на рисунках 3(а) и 3(б), 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 °С (~46 ч), а по *STEPAN-T* - 890 °С (~50 ч). После достижения максимума температуры снижаются с темпом ~25 °С в сутки.

Для верификации модуля расчета генерации водорода использовались результаты расчетов генерации водорода в ПЦР, проведенные с помощью программ *RELAP5*, *СОКРАТ*, а также проведена валидация с экспериментальными данными.

При сравнении с *RELAP5* рассматривалась авария с полным обесточиванием. 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 быстрое снижение давления в начальный период аварии до атмосферного и далее разогрев обезвоженного реактора. Для сравнения ограничение 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*.

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.

В таблице 1 приведены значения количества водорода, образовавшегося в КМППЦ.

Таблица 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 1 приведены соответствующие данные, полученные по *STEPAN-T*. Как видно, согласие между расчетами генерации по *RELAP5* и *STEPAN-T* при одинаковых предположениях достаточно хорошее.

Для верификации также используются расчеты по программе для ЭВМ СОКРАТ, для анализа аварии с полным обесточиванием РБМК. Так же, как и в расчете по *RELAP5*, 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 2.

Таблица 2

Масса образовавшегося водорода в пароциркониевой реакции

№	Время, мин	СОКРАТ, кг	STEPAN-T, 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.

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

В работе 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 *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 расчетной ячейке, масса водорода получаемая при расчетах – 201 г. Результаты расчётов, с учетом описанных выше эффектов, приведены в таблице 3.

Таблица 3

Количество образовавшегося водорода

Масса сгенерированного водорода, г	
<i>STEPAN-T</i>	Экспериментальные данные
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.

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

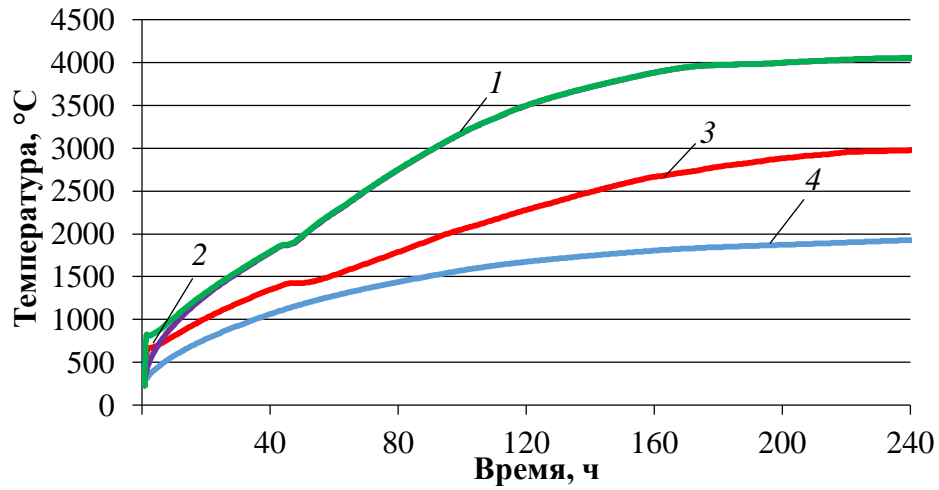
Относительно погрешности в расчетах подкритичности можно заключить следующее. Поскольку подкритичность в *STEPAN-T* рассчитывается с помощью аттестованной программы *STEPAN-3*, то относительную погрешность расчета (среднее квадратичное отклонение) следует принять 15% в соответствии с аттестационным паспортом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

В четвертой главе рассмотрена в качестве примера использования программы запроектная авария с полным обесточиванием, а также показана эффективность мер по управлению тяжелой стадией аварии.

В данной аварии предполагается потеря электроснабжения от энергосистемы, а также невозможность осуществить питание станции от дизель-генераторов. Это приводит к автоматическому останову реактора в режиме БСМ. 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.

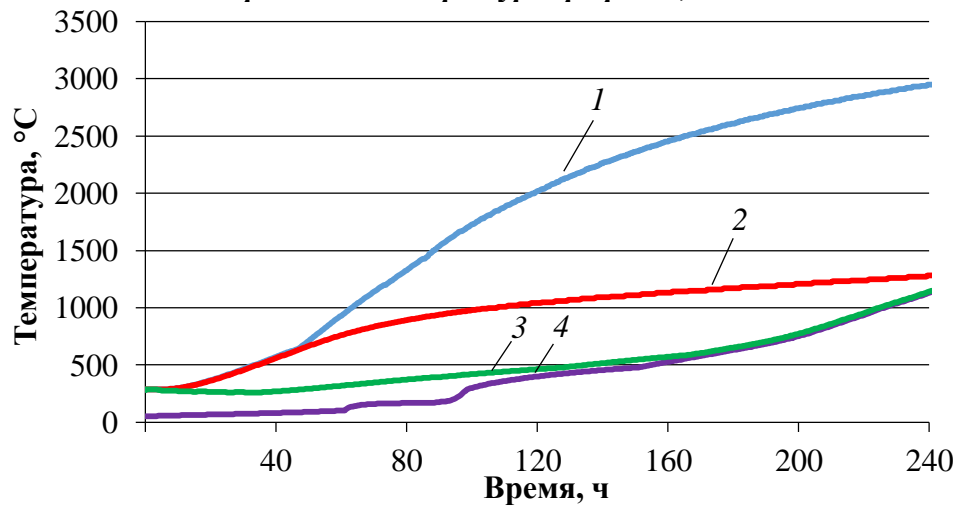
Моделирование развития аварии без управляющих воздействий необходимо, чтобы понять временную последовательность и характер разрушений, которые неизбежны в таком типе аварии, и на основании этого предложить меры по ослаблению последствий аварии.

Остатки воды в КМПЦ, после снижения давления, начнут испаряться, и начнется второй этап, разогрев обезвоженного реактора, который рассмотрен ниже. На рисунке 4 (а) приведены распределения температур в активной зоне, а на рисунке 4 (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. Зависимости температуры от времени в активной зоне (а), в окружающих активную зону металлоконструкциях (б)**

Ниже в таблице 4 резюмируется последовательность событий развития аварии с полным обесточиванием энергоблока. Разгерметизация оболочек твэл, каналных труб, разрушение ТВС, плавление таблеток UO_2 определяется по температуре топлива, плавление алюминиевых деталей активной зоны, стальных деталей, втулок стержней АЗ определяется по температуре графита.

Таблица 4 – 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»
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

Зависимость реактивности реактора от времени, полученная по программе *STEPAN-T*, для сценария аварии без управляющих воздействий, представлена на рисунке 5. 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.

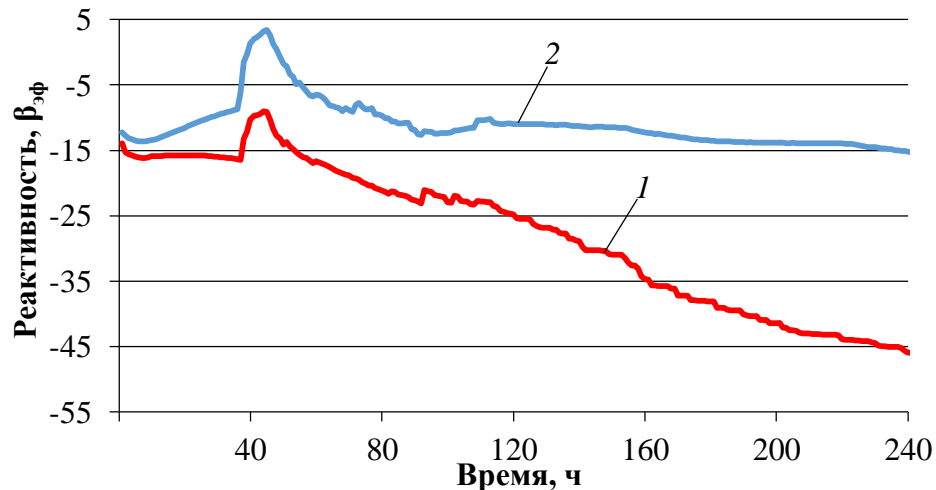


Рисунок 5. Зависимости реактивности от времени:

1 – реактивность в горячем состоянии;

2 – реактивность в холодном состоянии

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 их 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. В варианте схлопывания, 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 5 видно, что в горячем состоянии подкритичность при разогреве увеличивается (до момента 37 часов) с уровня $14\cdot\beta$ до $16,5\cdot\beta$ 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. Анализ конструкций нижней части реактора показывает, что смещению разрушенного топлива под реактор препятствует сужение канала в районе нижнего отражателя, где циркониевая часть канала переходит в стальную. 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 5.

Таким образом, в горячем состоянии реактор остается подкритичным и на момент 240 час реактивность принимает значение $-46\cdot\beta$. В момент около 45 час из-за ухода поглотителей в холодном состоянии достигается надкритичность около $4\cdot\beta$. 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 проведен ряд оценочных расчетов: в первом – в топливе остаются как накопленные РВ, так и эрбий; во втором – из топлива выходят только

накопленные РВ, а эрбий остается; в третьем, наиболее консервативном – из топлива выходят РВ и эрбий.

Для разогретого состояния свойственна глубокая подкритичность реактора. Даже для самого неблагоприятного сценария, с выходом из топлива эрбия, подкритичность сохраняется на уровне $30 \cdot \beta_{эф}$. В остальных случаях ожидать возникновения повторной критичности тем более не стоит. Для расхоложенного состояния реактора ситуация резко меняется. Для первого и второго варианта, после момента около 40 час (разрушения пэлов КРО) реактор остается в подкритическом состоянии, но в последнем случае, с выходом эрбия, надкритичность может быть получена при охлаждении, в районе 100 час.

Из представленных результатов следует, все попытки наладить охлаждение активной зоны должны быть прекращены при разогреве её элементов до температуры 1450 °С (указанная температура достигается через 37 часов от начала аварии).

В главе 4 также представлены результаты расчета массы образовавшегося водорода в ходе аварии. После сброса давления в контуре МПЦ большая часть воды испарится. Некоторое количество (по проведенным оценкам около 30т) остается в водяных коммуникациях 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, хотя интенсивная пароциркониевая реакция протекает при температурах 1200 °С и более, в действительности реакция идет и при 700 °С.

На рисунке 6 представлена зависимость массы от времени.

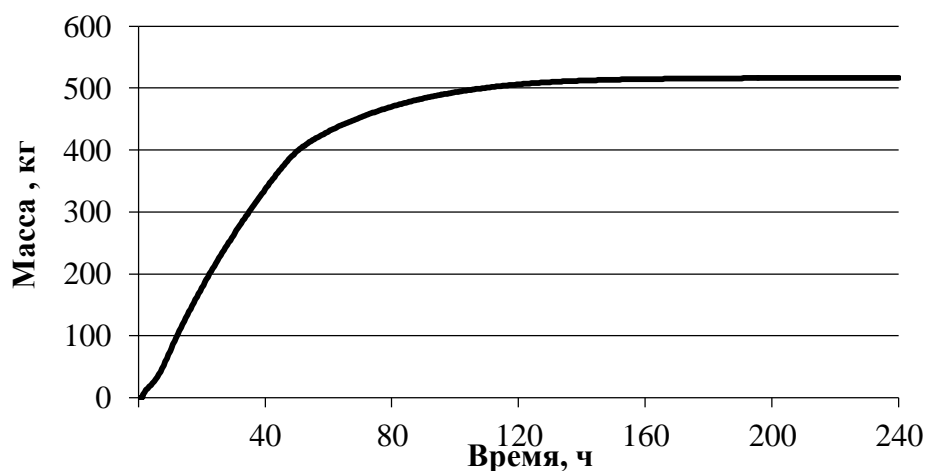


Рисунок 6. Зависимость массы образовавшегося водорода от времени

Как видно из рисунка 6 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. Это можно осуществить следующим образом:

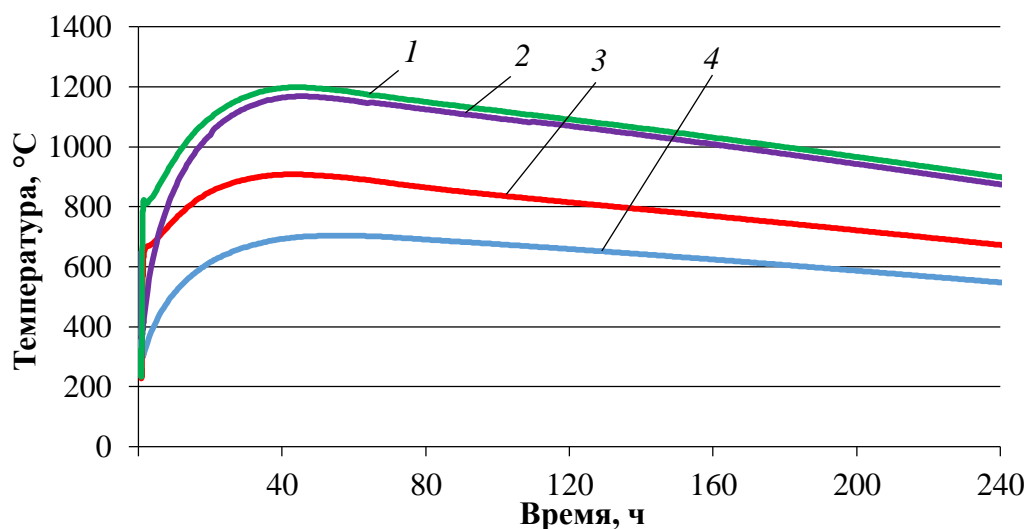
- на первоначальной стадии аварии, после заглушения реактора, производить сброс давления в КМПЦ не до атмосферного, а оставлять в контуре избыточное, порядка 2÷4 атм.;
- далее отглушить КМПЦ запорно-регулирующими клапанами часть гидравлической схемы от РГК до циркуляционных насосов, включая сам ГЦН, при этом клапаны на пути следования теплоносителя от НВК до РГК должны быть в открытом положении;
- после закрытия ЗРК дренирование можно осуществить 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 дренирование теплоносителя из НВК.

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 КМПЦ. 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 отключатся 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 и обеспечивает его перевод в стабильное контролируемое

состояние. На рисунке 7 приводятся температуры в а.з. и окружающих реактор конструкциях от времени.



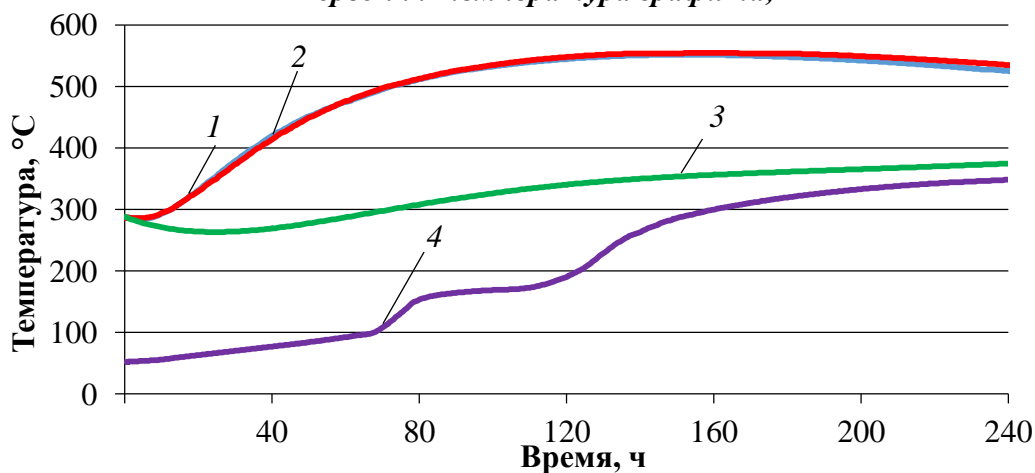
(а)

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 7. Зависимости температуры от времени в активной зоне (а), в окружающих активную зону металлоконструкциях (б)

Как видно из рисунка 7 моменту времени 43 часам 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.

В таблице 5 резюмируется последовательность событий развития аварии с полным обесточиванием энергоблока с восстановлением охлаждения контура СУЗ.

Таблица 5 – 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

Подкритичность в горячем состоянии на момент 240 час будет составлять порядка $11 \cdot \beta$, а в холодном состоянии – $6 \cdot \beta$.

В случае восстановления охлаждения через контур СУЗ, масса образовавшегося водорода составляет 640 кг на момент 240 час. 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 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 без управляющих воздействий. Таким образом, проблема генерации водорода остается и в случае задействования охлаждения контура СУЗ для ослабления последствий аварии.

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 разработана 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 может служить источником исходных данных для определения радиационных последствий аварии.

Поскольку анализ безопасности АЭС требуется выполнять при помощи аттестованных программ для ЭВМ, была проведена верификация 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 работ, опубликованных по теме диссертации:*Публикации в сборниках тезисов и докладов:*

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.

Публикации в научных журналах:

1. А.В. Краюшкин, И.А. Тупотилов 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.