

Национальный исследовательский центр
«Курчатовский институт»

На правах рукописи



ФРОЛОВ Алексей Анатольевич

**ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ
ПРОЦЕССОВ НА СТАДИИ КОНЦЕПТУАЛЬНОГО
ПРОЕКТИРОВАНИЯ РЕАКТОРОВ ЧЕТВЁРТОГО
ПОКОЛЕНИЯ**

Специальность 05.14.03 – Ядерные энергетические установки,
включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации

Автореферат
диссертации на соискание учёной степени
кандидата технических наук

Москва – 2014

Работа выполнена в Национальном Исследовательском Центре
«Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»)

Научный руководитель: кандидат физико-математических наук,
Алексеев Павел Николаевич

Официальные оппоненты: доктор технических наук,
Сорокин А.П.,
ГНЦ РФ – ФЭИ
кандидат технических наук, доцент,
Харитонов В.С.,
НИЯУ МИФИ

Ведущая организация: ОКБ «Гидропресс»

Защита состоится «___» _____ 20 г. в _____ ч. _____ мин. на
заседании диссертационного совета Д520.009.06 при НИЦ
«Курчатовский институт» по адресу: 123182, Москва,
пл. Академика Курчатова, д. 1.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЦ
«Курчатовский институт».

Автореферат разослан «___» _____ 2014 г.

Учёный секретарь диссертационного совета,
д-р тех. наук, профессор

В.Г. Мадеев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы.

В мире сложилась условная классификация ядерных энергетических установок (ЯЭУ) по Поколениям I-IV, основанная на правилах и нормах безопасности, экономичности, экологической приемлемости, нераспространения, которым соответствует установка. Система ядерной энергетики будущего (Поколение IV) должна характеризоваться высокой экономической эффективностью, повышенной безопасностью и конкурентоспособностью по сравнению с другими энергетическими системами. Чтобы ЯЭУ отвечала этим требованиям, необходимо уже на ранней концептуальной стадии её проектирования обеспечить высокое качество обоснования выбранных технических и конструкторских решений.

В НИЦ «Курчатовский институт» проводятся исследования возможных сценариев развития ядерной энергетики, моделируется работа реакторов различных типов и Поколений в системе ядерной энергетики. Совместно с ОКБ ГП и ОКБМ для системы энергетики будущего были разработаны концепции реакторов, относящихся к трём направлениям Поколения IV:

– ПСКД-600 – легководный реактор со сверхкритическими параметрами теплоносителя (SCWR), работающий в режиме самообеспечения топливом,

– МГР-Т – сверхвысокотемпературный газоохлаждаемый реактор (VHTR, СВТГР), источник высокопотенциального тепла для промышленных технологических процессов, моделью этого реактора является модернизированная «горячая» критическая сборка АСТРА с кольцевой активной зоной,

– ЭКОР – расплавносолевой реактор (MSR) с полостной активной зоной, пережигатель минорных актинидов.

В данных концепциях используются технические решения, новые для соответствующих реакторных направлений. Диссертационная работа посвящена расчётным исследованиям теплогидравлических процессов,

выполнявшимся на стадии обоснования концепций реакторных установок (РУ) ПСКД-600, МГР-Т, ЭКОР и модернизированной «горячей» критической сборки АСТРА с кольцевой активной зоной.

Цель диссертационной работы.

Диссертационная работа имеет целью проведение при помощи программной среды Simulink/MATLAB расчётных исследований теплогидравлических процессов в обоснование концептуальных решений РУ ПСКД-600, МГР-Т, ЭКОР и модернизированной «горячей» критической сборки АСТРА с кольцевой активной зоной (модели МГР-Т).

Для достижения цели работы автором решены следующие задачи:

– На основе программной среды Simulink/MATLAB создан расчётный инструмент, предназначенный для анализа концепций перспективных ЯЭУ. Среда дополнена библиотекой расчётных модулей, в которых запрограммированы модели физических процессов РУ и теплофизические свойства материалов РУ.

– Проведена верификация разработанных программных блоков и методов их соединения в модели РУ.

– Расчётные модели, собранные автором из разработанных программных блоков, использованы для решения задач концептуального проектирования перспективных систем: реактора ПСКД-600 с водяным теплоносителем сверхкритического давления, РУ ЭКОР с расплавносолевым топливом и полостной активной зоной, модернизированной «горячей» критической сборки АСТРА с кольцевой активной зоной (модели СВТГР МГР-Т).

Научная новизна работы.

Впервые промоделированы теплогидравлические процессы в перспективных реакторных системах с новыми концептуальными решениями:

– реактор ПСКД-600, охлаждаемый водяным теплоносителем сверхкритического давления с температурой, значительно превышающей

температуру псевдокритического перехода, – решена оптимизационная задача о профилировании расхода теплоносителя по активной зоне путём установки дополнительных гидравлических сопротивлений перед ТВС; с учётом факторов неопределённости оценена максимальная температура стальных оболочек ТВЭЛов, достигаемая в течение кампании;

– СВТГР МГР-Т с призматическими топливными блоками – исследовано влияние на максимальную температуру топлива неравномерности энерговыделения в кольцевой активной зоне и протечек теплоносителя через технологические зазоры, а также через каналы СУЗ и аварийной защиты; обоснована необходимость предусмотреть в современных концепциях СВТГР дополнительные технические решения для снижения температур топлива;

– модернизированная «горячая» критическая сборка АСТРА, на которой исследуются нейтронно-физические особенности СВТГР МГР-Т с кольцевой активной зоной, – показано, что в авариях, связанных с несанкционированным вводом положительной реактивности, активная зона сборки не нагревается до температур, опасных с точки зрения выхода радионуклидов из микро топлива и возгорания графита (каминный эффект);

– высокопоточный реактор ЭКОР с теплоносителем – топливной солью – рассчитана картина течения расплава соли в полостной активной зоне; обоснована необходимость планирования специальных экспериментов для уточнения выбора модели турбулентности и заполнения матрицы верификации расчётных кодов для полостной активной зоны с расплавно-солевым теплоносителем; определена высота свободного уровня теплоносителя в баке реактора, обеспечивающая отсутствие колебаний расхода и давления теплоносителя в первом контуре установки в номинальном и переходных режимах работы.

Практическая значимость работы.

В диссертационной работе решены задачи, важные для дальнейшего развития концепций легководного реактора со сверхкритическими

параметрами теплоносителя, сверхвысокотемпературного газоохлаждаемого реактора и расплавносолевого реактора – проведены расчётные исследования в обоснование использования в этих системах новых концептуальных решений, повышающих безопасность и экономическую эффективность РУ.

Разработанные в ходе выполнения работы расчётные модели и результаты проведённых с их помощью исследований теплогидравлических процессов использованы в научно-исследовательских работах «Обоснование целесообразности и возможности проведения горячих экспериментов на стенде АСТРА» (в рамках Генерального соглашения № DE-GI03-00SF22008 от 20.01.2000 между DOE/NNSA и ОКБМ), «Разработка основных технических решений по конструкции ТВС и РУ для инновационного СУПЕР-ВВЭР» (тема «НИОКР по разработке предложений по проекту АЭС с СУПЕР-ВВЭР (продолжение работ)», договор № 838-09/ИЯР от 27.11.2009), «Обоснование концептуальных предложений для быстро-теплового расплавносолевого реактора-пережигателя долгоживущих РАО и микротвэльного автономного теплового реактора с естественной циркуляцией жидкосолевого теплоносителя» (государственный контракт № Н.4f.45.90.11.1139 от 12.04.2011).

Результаты работы также вошли в обоснование технических предложений ПСКД-600 (научный отчёт «Разработка основных технических решений по конструкции ТВС и РУ для инновационного СУПЕР-ВВЭР» (тема «НИОКР по разработке предложений по проекту АЭС с СУПЕР-ВВЭР (продолжение работ)», договор № 838-09/ИЯР от 27.11.2009)).

Личный вклад автора.

Все основные результаты диссертационной работы получены лично автором.

– Автором на основе программной среды Simulink/MATLAB создан расчётный инструмент, предназначенный для анализа теплогидравлических процессов при разработке концепций перспективных ЯЭУ. Для этого автор дополнил среду библиотекой расчётных модулей, в которых

запрограммировал теплофизические свойства материалов РУ и следующие модели физических процессов РУ: модель нейтронной кинетики (в точечном приближении), одномерная динамическая модель теплопереноса в частице топлива с покрытиями, одномерная динамическая модель теплопереноса в шаровом топливном элементе, модель динамики теплогидравлической сети с несжимаемым, но термически расширяемым теплоносителем (в одномерном приближении) и её адаптация для моделирования больших полостей в двумерном приближении, модель центробежного насоса.

– Автором проведена верификация разработанных программных блоков и методов их соединения в модели РУ: решены тестовые задачи по динамике температуры частицы топлива ВТГР с различными граничными условиями, рассчитана динамика мощности ВТГР (AVR) в экспериментах с изменением положения регулирующих стержней и изменением расхода теплоносителя, воспроизведены расходно-напорные характеристики центробежных насосов с разными коэффициентами быстроходности, исследованы режимы вынужденной и естественной циркуляции свинцово-висмутового теплоносителя в экспериментальной петле HELIOS, исследованы распределения расхода теплоносителя и температур конструкций в активной зоне NGNP (проект СВТГР с призматическими топливными блоками).

– При помощи разработанного расчётного инструмента автором впервые решены задачи, возникшие при концептуальном проектировании перспективных реакторных систем, и обоснован выбор технических решений следующих систем:

1) реактор ПСКД-600, охлаждаемый водяным теплоносителем сверхкритического давления с температурой, значительно превышающей температуру псевдокритического перехода, – подобраны величины и места установки дополнительных гидравлических сопротивлений для профилирования расходов теплоносителя через ТВС; рассчитаны изменяющиеся в течение кампании распределения давления, расхода и

температур теплоносителя по активной зоне; обоснована работоспособность стальных оболочек ТВЭЛОВ – с учётом факторов неопределённости оценена максимальная температура оболочек, достигаемая в течение кампании;

2) СВТГР МГР-Т с кольцевой активной зоной, набранной из призматических топливных блоков, – рассчитаны поле температур топлива, распределения температур и расхода теплоносителя через элементы реактора; показано, что даже без учёта статистических факторов перегрева температуры топлива в СВТГР с призматическими топливными блоками превосходят допустимый уровень нормальной эксплуатации; обоснована необходимость предусмотреть в современных концепциях СВТГР дополнительные технические решения для снижения температур топлива;

3) модернизированная «горячая» критическая сборка АСТРА, на которой исследуются нейтронно-физические особенности СВТГР МГР-Т с кольцевой активной зоной, – рассчитаны изменения мощности сборки и температур её элементов в ходе развития аварий, связанных с несанкционированным вводом положительной реактивности; показано, что в постулируемых авариях активная зона не нагревается до температур, опасных с точки зрения выхода радионуклидов из микротоплива и возгорания графита (каминный эффект);

4) высокопоточный реактор ЭКОР с теплоносителем – топливной солью – рассчитаны картина течения и поле температур в активной зоне; показано, что в полостной активной зоне устанавливается режим течения с низкочастотными колебаниями скоростей и температур расплава соли; обоснована необходимость планирования специальных экспериментов для уточнения выбора модели турбулентности и заполнения матрицы верификации расчётных кодов для полостной активной зоны с расплавно-солевым теплоносителем; определена высота свободного уровня теплоносителя в баке реактора, обеспечивающая отсутствие колебаний расхода и давления теплоносителя в первом контуре установки в номинальном и переходных режимах работы; рассчитаны изменения во

времени расхода и температуры расплава соли, а также температуры конструкционных материалов стенок активной зоны в ходе установления в первом контуре естественной циркуляции теплоносителя при отключении насосов.

Достоверность и обоснованность результатов работы. Результаты, полученные в ходе расчётов, подтверждены путём сравнения с:

- аналитическими решениями задач,
- результатами трёхмерных расчётов, выполненных при помощи кодов вычислительной гидродинамики (CFD-кодов) FM-3D и ANSYS CFX,
- данными экспериментов, проведённых на ВТГР (AVR), петле со свинцово-висмутовым теплоносителем HELIOS, полученными экспериментально расходно-напорными характеристиками центробежных насосов.

Основные положения и результаты, выносимые на защиту.

- Библиотека расчётных модулей Simulink, содержащая теплофизические свойства материалов РУ и модели физических процессов РУ.
- Результаты верификации разработанных блоков Simulink и методов их соединения в модели различных РУ.
- Результаты решения актуальных теплогидравлических задач, возникших при концептуальном проектировании перспективных реакторных систем: реактора ПСКД-600, охлаждаемого водяным теплоносителем сверхкритического давления, СВТГР МГР-Т с кольцевой активной зоной, модернизированной «горячей» критической сборки АСТРА, на которой исследуются нейтронно-физические особенности СВТГР МГР-Т с кольцевой активной зоной, высокопоточного реактора ЭЖОР с теплоносителем – топливной солью.

Апробация работы и публикации. Основные материалы диссертации опубликованы в российском журнале ВАНТ [1, 2] (вариант статьи [1] на английском языке опубликован в [3]), доложены и опубликованы в материалах российских [4-6] и международных конференций [7, 8],

доложены на российском семинаре [9], выпущены в виде препринтов [10-12] и внутренних отчётов НИЦ «Курчатовский институт» [13-15].

КРАТКОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность проделанной работы, сформулированы её цели, указаны научная новизна работы, её практическая значимость и достоверность полученных результатов, изложены основные положения, выносимые на защиту.

В первой главе применительно к задачам концептуального проектирования ЯЭУ рассмотрены характерные особенности, возможности и недостатки программных продуктов, используемых в настоящее время для изучения динамических процессов РУ. На начальном этапе проектирования производится проверка различных вариантов конфигураций реактора и выбор технических решений, поэтому расчётный инструмент, используемый в этих поисковых работах, должен позволять оперативно оценить реализуемость каждого варианта.

Интенсивно развиваются моментные методы расчёта турбулентных течений, CFD-коды, нестационарные трёхмерные программы расчёта нейтронной кинетики. Время, требующееся современным суперкомпьютерам на расчёт одного стационарного состояния РУ при помощи подобных моделей, измеряется месяцами, а мощность потребляемой электроэнергии – десятками МВт. Подобные подходы к решению задачи исследования ЯЭУ слишком дороги для их использования на ранних этапах проектирования.

Инженерные интегральные системные коды (ATHLET, CATHARE, RELAP5-3D) изначально предназначены для расчёта аварийных процессов в конкретной РУ. Чтобы использовать код для моделирования новой ЯЭУ, необходимо провести ревизию и исправление его замыкающих соотношений, настроенных под специфику установки. По трудозатратам эта модернизация программы сравнима с созданием нового кода.

Среда для симуляции динамических систем (SimInTech (МВТУ), Simulink/MATLAB, OpenModelica, SimulationX) включает в себя

программную оболочку и библиотеки модулей, содержащих определённые данные (свойства теплоносителя, модель элемента оборудования или процесса). Пользователь соединяет модули в модель динамической системы, при необходимости – дополняет библиотеки модулями собственной разработки. В результате подобной организации работы удаётся оперативно собрать требуемую модель сложного объекта и произвести его расчётные исследования. Из разработанных к настоящему времени сред только Simulink/MATLAB предлагает пользователю сочетание наглядного графического языка программирования с возможностью использования при создании моделей элементов обширной библиотеки мощного математического пакета MATLAB.

Для выполнения диссертационной работы в качестве расчётного инструмента выбрана программная среда Simulink/MATLAB.

Во второй главе приведены запрограммированные в виде расчётных модулей (блоков Simulink) системы уравнений, составляющие математические модели физических процессов РУ: модель нейтронной кинетики (в точечном приближении), одномерная динамическая модель теплопереноса в частице топлива с покрытиями, одномерная динамическая модель теплопереноса в шаровом топливном элементе, модель динамики теплогидравлической сети с несжимаемым, но термически расширяемым теплоносителем (в одномерном приближении) и её адаптация для моделирования больших полостей в двумерном приближении, модель центробежного насоса.

Например, в модели динамики теплогидравлической сети течение теплоносителя в элементе канала описывалось тремя уравнениями. Уравнение сохранения массы теплоносителя в элементе

$$\bar{F}l \frac{\partial \bar{\rho}}{\partial \tau} = G_{in} - G_{out}, \quad (1)$$

где \bar{F} – среднее значение проходного сечения элемента, l – длина элемента, $\bar{\rho}$ – среднее значение плотности теплоносителя, τ – переменная времени, G_{in} –

массовый расход теплоносителя на входе элемента, G_{out} – массовый расход теплоносителя на выходе.

Уравнение сохранения энергии теплоносителя в элементе

$$\overline{Fl\rho} \frac{\partial \overline{h}}{\partial \tau} = \left| \overline{G} \right| h_{in} - h_{out} + Q_v + Q_s, \quad (2)$$

где \overline{h} – среднее значение энтальпии теплоносителя в элементе, \overline{G} – среднее значение массового расхода теплоносителя, h_{in} – энтальпия теплоносителя на входе элемента, h_{out} – энтальпия теплоносителя на выходе, Q_v – суммарная мощность объёмного тепловыделения в теплоносителе в элементе, Q_s – суммарная мощность теплового потока, идущего в теплоноситель с внутренней поверхности элемента.

Уравнение сохранения импульса теплоносителя в элементе

$$l \frac{\partial \overline{G}}{\partial \tau} = \overline{F} P_{in} - P_{out} + \overline{\rho F} g l \cos \gamma + \left(\frac{G_{in} |G_{in}|}{\rho_{in} F_{in}} - \frac{G_{out} |G_{out}|}{\rho_{out} F_{out}} \right) - \overline{FR} \left| \overline{G} \right| \overline{G}, \quad (3)$$

где P_{in} – давление теплоносителя на входе элемента, P_{out} – давление теплоносителя на выходе, $\overline{\rho F}$ – среднее значение произведения плотности теплоносителя на проходное сечение элемента, g – величина ускорения свободного падения, γ – угол между вектором ускорения свободного падения и направлением течения, ρ_{in} – плотность теплоносителя на входе, ρ_{out} – плотность теплоносителя на выходе, R – гидравлическое сопротивление элемента, включающее действие силы трения и местные сопротивления элемента.

В третьей главе приведены результаты верификации разработанных программных блоков и методов их соединения в Simulink-модели РУ.

Решены нестационарные тестовые задачи об изменении температуры частицы топлива с покрытиями, используемой в реакторах типа ВТГР. Рассматривались различные формы энерговыделения в частице (постоянное энерговыделение и пикообразный импульс энерговыделения) и граничные условия на её поверхности. Максимальное относительное отклонение

значений температур, рассчитанных с помощью Simulink, от аналитических решений задач составило 1%.

Simulink-модель протестирована на данных динамических экспериментов по изменению положения регулирующих стержней и расхода теплоносителя в ВТГР AVR. В модели использовались уравнения нейтронной кинетики в точечном приближении. Учитывались обратные связи по температурам топлива и замедлителя активной зоны. Теплофизическая часть модели включала модели динамики температур средненапряжённых шарового топливного элемента и частицы топлива с покрытиями. Проводилось взаимное итерирование нейтронной и теплофизической частей Simulink-модели реактора.

Промоделирован эксперимент по выведению стержней, проведённый 8 мая 1982 года. В реактор, работавший на 82% мощности, за 25,6 с введена положительная реактивность, равная 10,6 центам. На рисунке 1 представлен график экспериментальной зависимости от времени мощности AVR в этом эксперименте в сравнении с расчётными данными, полученным с помощью Simulink-модели.

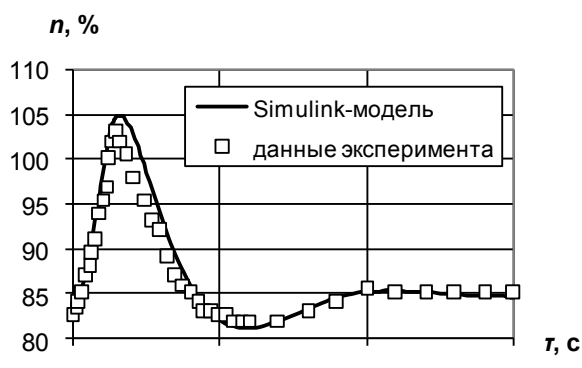


Рисунок 1 – Изменение во времени мощности AVR при выведении регулирующих стержней (в % от номинальной мощности реактора)

Выведение регулирующих стержней из реактора привело к росту его мощности в течение первых 50 с эксперимента, из-за чего также росли температуры топлива и замедлителя в активной зоне и концентрации

предшественников запаздывающих нейтронов. Действие отрицательных обратных связей по температурам топлива и замедлителя привело к введению отрицательной реактивности (см. рисунок 2) и на 50 с полная реактивность поменяла знак на отрицательный, вызвав падение мощности реактора, продолжавшееся до 120 с. Следствиями уменьшения мощности стали падение температур топлива и замедлителя и снижение абсолютного значения реактивности, внесённой за счёт обратных связей по этим температурам.

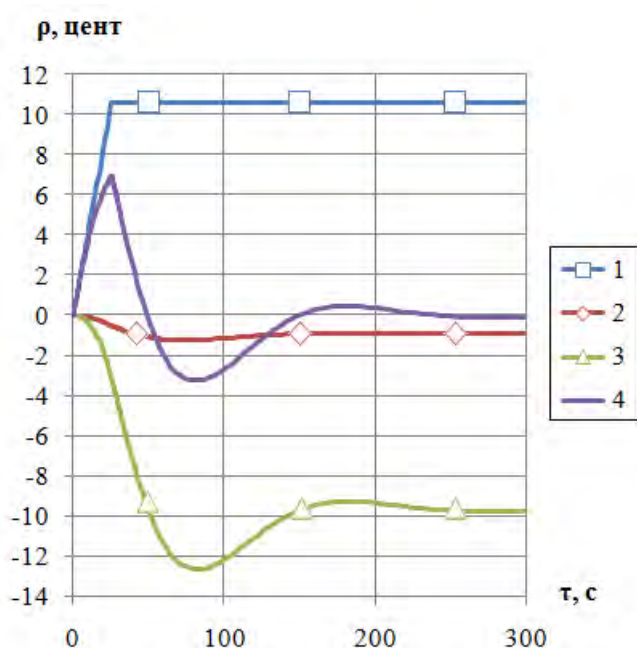


Рисунок 2 – Изменение во времени реактивности при выведении регулирующей стержней из AVR (результаты расчёта)

1 – внесённая реактивность, 2 – изменение реактивности за счёт обратных связей по температуре топлива, 3 – изменение реактивности за счёт обратных связей по температуре замедлителя, 4 – полная реактивность

Simulink-модель качественно правильно описывала изменение мощности AVR в ходе всех рассмотренных экспериментов. Максимальное отклонение расчётной мощности реактора от экспериментальных данных составило 11,3% номинальной мощности реактора. Это отклонение может

быть понижено путём уточнения нейтронно-физических констант модели, свойств графита, положения органов СУЗ, учёта состава и выгорания топлива, достигнутых в AVR к моменту проведения эксперимента. Найти в открытом доступе историю загрузки топлива разного типа в данный экспериментальный реактор оказалось сложно.

При помощи Simulink-модели центробежного насоса, основанной на четырёх уравнениях сохранения, воспроизведены расходно-напорные характеристики ГЦН РУ с ВВЭР-1000, с РБМК-1000 и насоса химической промышленности LaVour Taber-1001-30. Simulink-расчёт качественно правильно воспроизвёл характеристики центробежных насосов с разными коэффициентами быстроходности. Однако в области высоких расходов наблюдалось существенное отклонение расчётных значений давления и к.п.д. от экспериментальных, что свидетельствует о необходимости уточнения эмпирических формул модели и моделирования не только рабочего колеса, но и других частей насоса (электропривода, гидравлических сопротивлений на входе и выходе из корпуса насоса).

В рамках участия в бенчмаркинге Агентства по атомной энергии при ОЭСР при помощи Simulink-модели проведён расчёт вынужденной и естественной циркуляции теплоносителя в петле со свинцово-висмутовым теплоносителем HELIOS. Потери давления при вынужденной циркуляции эвтектики, рассчитанные с помощью Simulink-модели, согласуются с результатами расчётов других участников бенчмаркинга.

В ходе эксперимента с естественной циркуляцией теплоносителя трижды в петле увеличивалась мощность компенсационных подогревателей (в моменты времени 1,4; 3,3; 6,8 ч), после чего температуры эвтектики стабилизировались на новом уровне. Первоначально в Simulink-модели не учитывалось влияние теплоизоляции, покрывающей элементы петли, на динамику установления естественной циркуляции. Динамика расчётной температуры теплоносителя была более быстрой, чем наблюдавшаяся в

эксперименте: расчётные переходные процессы длились не более 0,5 ч, в эксперименте – до 2 ч.

Simulink-модель петли была изменена: в неё было добавлено дифференциальное уравнение, описывающее теплоперенос через теплоизоляцию. На рисунке 3 представлены графики экспериментально полученных и рассчитанных при помощи новой модели зависимостей от времени температуры эвтектики свинец-висмут на разных участках петли.

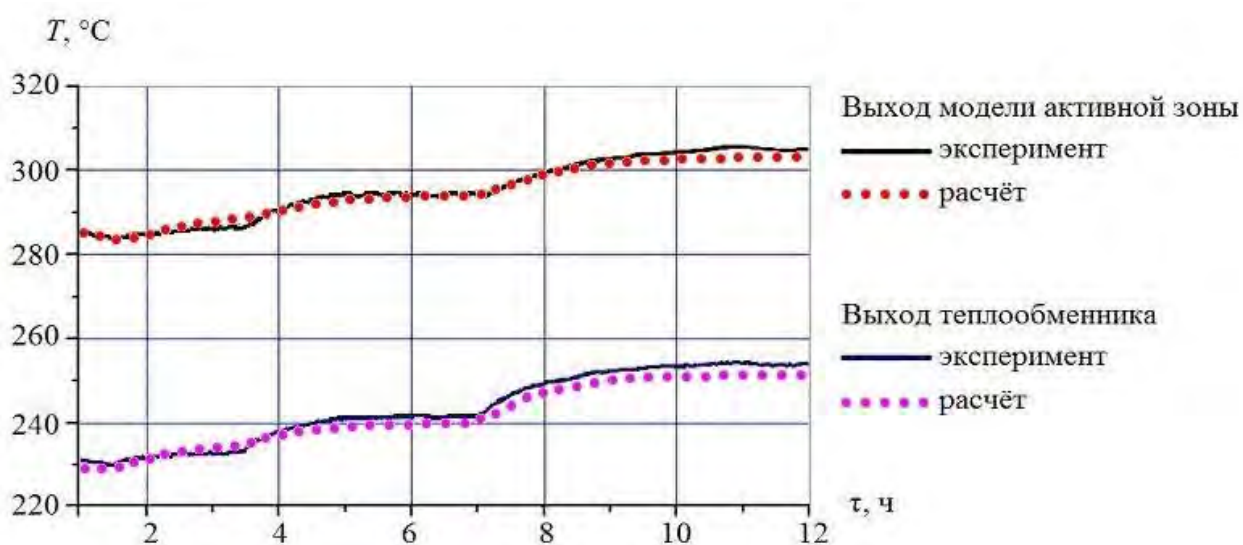


Рисунок 3 – Изменение во времени температуры эвтектики свинец-висмут на разных участках петли HELIOS в ходе эксперимента с естественной циркуляцией теплоносителя в петле

Результаты расчётов показали значительное влияние теплоизоляции и тепловых утечек с поверхностей элементов петли на динамику установления в ней режима естественной циркуляции теплоносителя.

В четвёртой главе описан алгоритм, позволяющий оценить влияние неопределённости исходных данных на точность расчёта, выполненного при помощи разработанных блоков Simulink, и приведён пример практического применения алгоритма при обосновании теплогидравлических характеристик реактора ПСКД-600.

Проведено обоснование размещения дополнительных гидравлических сопротивлений в активной зоне реактора ПСКД-600, охлаждаемого водяным теплоносителем сверхкритического давления. В данном реакторе рабочие температуры теплоносителя значительно превышают температуру псевдокритического перехода. Сильное увеличение удельного объёма такого парового теплоносителя с ростом температуры приводит к тому, что расход пара через ТВС реактора, имеющие наибольшую мощность, минимален, вследствие чего элементы активной зоны разогреваются до значительных температур. Для выравнивания распределения поля температур теплоносителя в активной зоне предполагается установка дополнительных гидравлических сопротивлений перед ТВС. Поле энерговыделения в реакторе меняется на протяжении кампании, что усложняет задачу подбора величин и мест установки сопротивлений.

Была разработана Simulink-модель 1/12 части реактора и проведена серия расчётов, каждый со своим набором сопротивлений, установленных в реакторе. В модели задавалось поле энерговыделения, взятое из результатов нейтронно-физических расчётов реактора ПСКД-600, проведённых при помощи программного комплекса CONSUL, – см. рисунок 4 а).

По результатам Simulink-расчётов выделен набор сопротивлений (см. рисунок 4 б)), удовлетворяющий следующим критериям:

– температура теплоносителя на выходе из ТВС центра активной зоны, где максимальна плотность потока нейтронов, не превышает 520°C (что ограничивает температуру поверхности ферритно-мартенситных оболочек твэлов величиной 545°C),

– перепад давления теплоносителя на активной зоне не превышает 260 кПа.

На рисунке 4 в) представлена картограмма распределения среднесмешанных температур теплоносителя на выходе из ТВС активной зоны для выбранного набора сопротивлений.

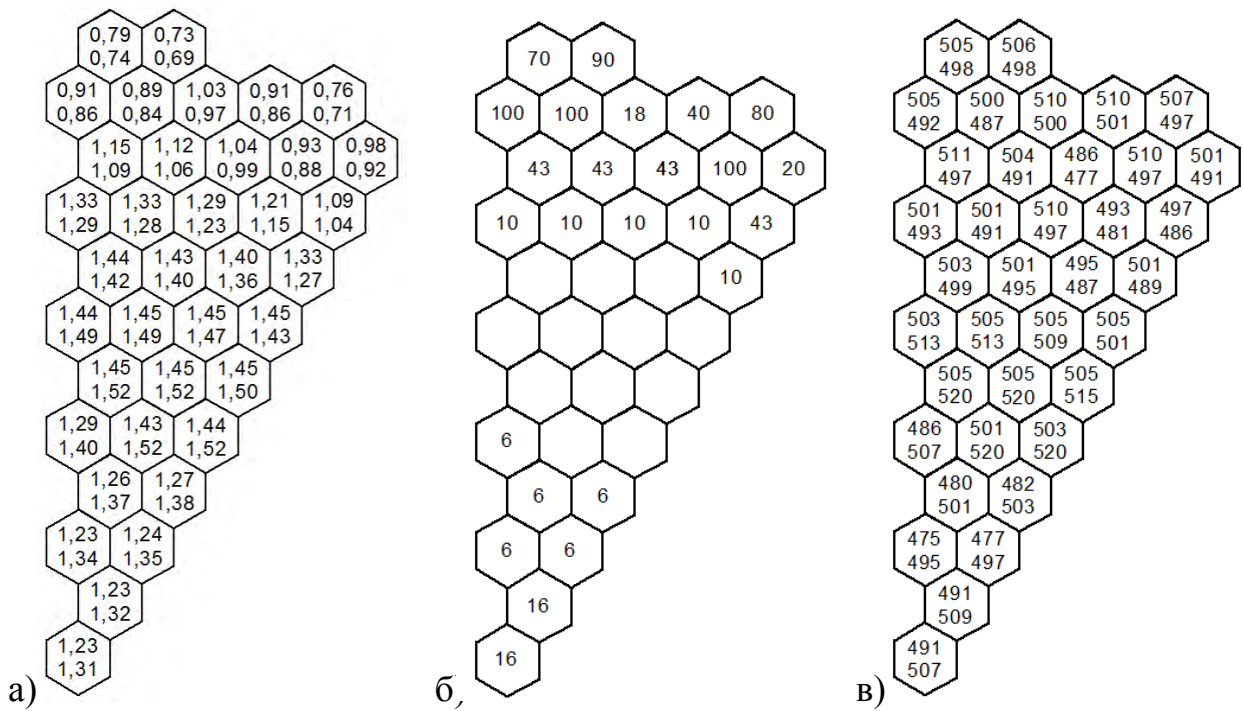


Рисунок 4 – Картограммы распределений в активной зоне ПСКД-600:
а) покассетное энерговыделение (отн. ед.); б) дополнительные сопротивления на входе в ТВС (указаны коэффициенты местных сопротивлений); в) среднесмешанные температуры теплоносителя на выходе из ТВС (°С) (верхнее число – значение в начале кампании реактора, нижнее – в конце)

Проведена оценка точности расчёта при помощи Simulink-модели температуры теплоносителя и оболочки ТВЭЛ на выходе из максимально-напряжённой ТВС ПСКД-600. Предполагалось, что основное влияние на эти величины оказывают неопределённости

- радиальной неравномерности энерговыделения в активной зоне,
- полной тепловой мощности реактора,
- температуры теплоносителя на входе в активную зону,
- проходного сечения ТВС,
- радиальной неравномерности энерговыделения в ТВС,
- максимальной линейной мощности ТВС.

Оценённая максимальная температура поверхности ТВЭЛОВ в максимально-напряжённой ТВС при выбранном распределении

дополнительных гидравлических сопротивлений в ходе кампании не превышает 545°C , среднеквадратическое отклонение этого значения – 33°C .

Таким образом, уровень температур теплоносителя, требуемый для обеспечения работоспособности материала стальных оболочек ТВЭЛОВ ПСКД-600, обоснован с учётом факторов неопределённости.

В пятой главе описаны исследования теплогидравлических процессов в реакторе МГР-Т, выполнявшиеся при помощи созданных блоков Simulink в ходе обоснования концепции реактора.

Одними из основных систематических факторов перегрева топлива в СВТГР являются неравномерность энерговыделения в активной зоне и влияние протечек теплоносителя через технологические зазоры реактора (межкассетный зазор, зазор между заменяемым боковым графитовым отражателем и незаменяемым стальным отражателем), а также через каналы СУЗ и аварийной защиты. Чтобы определить масштаб влияния этих факторов в СВТГР с призматическими топливными блоками, проведено расчётное исследование проекта реактора NGNP. Реакторы МГР-Т и NGNP имеют схожую компоновку, мощность, температуру и давление теплоносителя, размеры и материалы топливных блоков и блоков заменяемых отражателей. Исследована концепция NGNP, так как для этого реактора завершены нейтронно-физические расчёты и определены меры по выравниванию полей энерговыделения в активной зоне, в отличие от концепции МГР-Т.

При помощи Simulink и CFD-кода FM-3D произведён расчёт распределения теплоносителя по элементам реактора NGNP в номинальном режиме его работы. Получено распределение расходов, сходное с результатами исследования распределения теплоносителя, выполненного в Аргоннской национальной лаборатории. Также проведён расчёт температур элементов реактора. Результаты исследования показывают, что даже без учёта статистических факторов перегрева температуры топлива в СВТГР с призматическими ТВС могут достигать 1500°C , что значительно превосходит

допустимый уровень температур нормальной эксплуатации топлива (1250°C), несмотря на меры по выравниванию полей энерговыделения в активной зоне NGNP. В концепции МГР-Т необходимо предусмотреть дополнительные технические решения для снижения температур топлива.

Для исследования нейтронно-физических особенностей кольцевой активной зоной МГР-Т будет проведена серия экспериментов на критическом стенде с засыпкой шаровых твэлов АСТРА (по своим геометрическим и материальным параметрам он является моделью МГР-Т). Simulink-модель стенда использована для расчёта динамики аварийных режимов в обоснование безопасности проведения на нём экспериментов с электрическим нагревом. В модели использовались уравнения нейтронной кинетики в точечном приближении. Учитывались обратные связи по температурам топлива и замедлителя активной зоны. Теплофизическая часть модели включала модели динамики температур средненапряжённых шарового топливного элемента и частицы топлива с покрытиями. Проводилось взаимное итерирование нейтронной и теплофизической частей Simulink-модели сборки.

Рассчитан процесс изменения мощности и температур стенда после несанкционированного вывода из него регулирующего стержня в предположении несрабатывания аварийной защиты сборки (за 75,4 с в сборку вводится положительная реактивность 2,5 доллара). Рассчитанное изменение во времени мощности сборки, вызванное извлечением стержня, представлено на рисунке 5.

Выведение регулирующего стержня из сборки приводит к росту её мощности в течение 55 с, из-за чего также растут температуры топлива и замедлителя в активной зоне (см. рисунок 6). Действие отрицательных обратных связей по температурам топлива и замедлителя приводит к введению отрицательной реактивности, и на 58 с полная реактивность меняет знак на отрицательный, вызвав падение мощности.

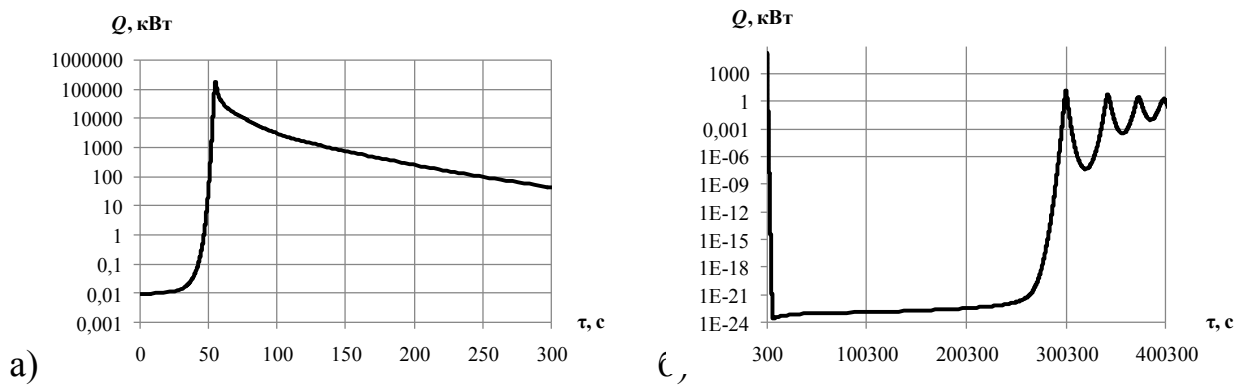


Рисунок 5 – Рассчитанное изменение во времени мощности сборки АСТРА при извлечении одного регулирующего стержня

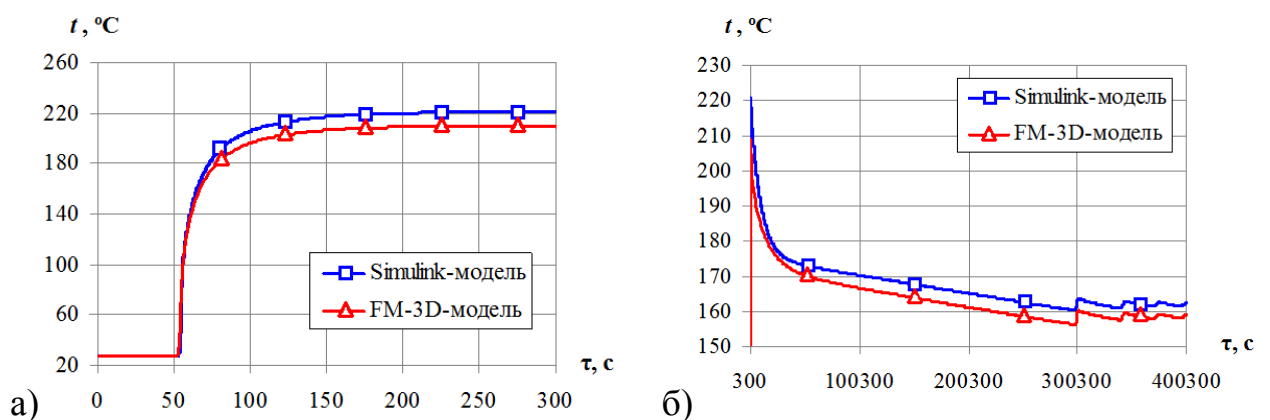


Рисунок 6 – Рассчитанное изменение во времени средней по объёму температуры активной зоны при извлечении одного регулирующего стержня

В течение последующих 70 000 с утечка тепла в графитовые отражатели играет главную роль в охлаждении активной зоны, что продолжается до достижения теплового равновесия между активной зоной и этими элементами сборки. Следствием падения температур топлива и замедлителя становится снижение абсолютного значения реактивности, внесённой за счёт обратных связей по этим температурам.

С 70 000 с аварии теплоотвод от сборки определяется свободной конвекцией воздуха и тепловым излучением на поверхности корпуса. Начиная с 300 000 с происходит ряд колебаний температур топлива и замедлителя активной зоны в ходе установления теплового равновесия между имеющей малую мощность сборкой и окружающей средой. При этом

полная реактивность сборки меняет свой знак, вызывая колебания мощности сборки.

Вычисленная при помощи Simulink-модели зависимость мощности активной зоны от времени (см. рисунок 5) использована в расчёте двумерной модели сборки, созданной с помощью CFD-кода FM-3D. Отклонение изменения во времени средней по объёму температуры активной зоны, вычисленного при помощи Simulink-модели, от результатов расчёта FM-3D-модели не превышает 20°C (см. рисунок 6).

Аналогичные расчёты проведены для аварий, начинающихся при других температурах сборки, и аварий, связанных с выводом трёх регулирующих стержней. Результаты расчётов показывают: в постулируемых авариях активная зона не нагревается до температур, опасных с точки зрения выхода радионуклидов из микротоплива и возгорания графита (каминный эффект).

В шестой главе описаны исследования теплогидравлических процессов в быстром расплавносолевом реакторе ЭКОР, выполнявшиеся при помощи созданных блоков Simulink в ходе обоснования концепции реактора.

Высокопоточный быстрый реактор ЭКОР предназначен для выжигания минорных актинидов, выделяемых при переработке отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000. Теплоноситель первого контура – расплав топливной соли (в нём растворены минорные актиниды). В ЭКОР используется полостная активная зона, что позволяет избежать необходимости применения в ней конструкционных материалов в условиях высокого потока нейтронов и высокой температуры расплавов топливных солей.

Проведено исследование распределения расходов расплавносолевого топливного теплоносителя в полостной активной зоне ЭКОР в номинальном режиме её работы. Построены две модели активной зоны: трёхмерная CFD-модель (создана при помощи кода ANSYS CFX) и Simulink-модель. Осреднённые по большому масштабу времени картины течений в полостной активной зоне, полученные с использованием модели транспорта

касательных напряжений (Shear Stress Transport, SST), модели отсоединённых вихрей (Detached Eddy Simulation, DES) и Simulink-модели, качественно и количественно схожи. Рассчитанные при помощи Simulink-модели распределение перетечек теплоносителя между контрольными объёмами активной зоны (см. рисунок 7 а)) и поле температур в ней (см. рисунок 7 б)) использованы в нейтронно-физических расчётах реактора. На рисунке 7 в) приведено распределение энерговыделения в активной зоне, число сверху обозначает данные расчёта, проведённого без учёта информации Simulink-модели, снизу – с учётом.

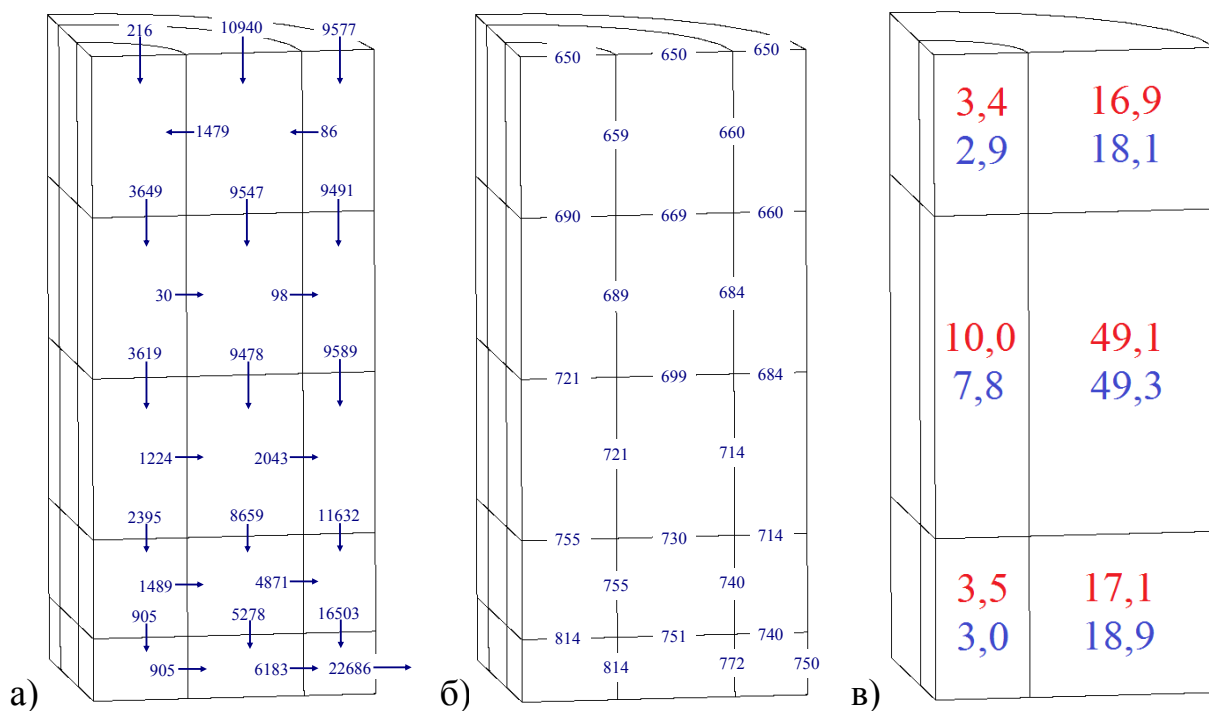


Рисунок 7 – Распределение в активной зоне ЭКОР: а) массовых расходов (кг/с); б) поля температур (°C); в) поля энерговыделения (% от номинальной тепловой мощности активной зоны)

Результаты CFD-расчётов полостной активной зоны ЭКОР, полученные с использованием турбулентных моделей крупных вихрей (Large Eddy Simulation, LES) и отсоединённых вихрей, говорят об установлении режима течения с низкочастотными колебаниями скорости и температуры теплоносителя. Данные о характере и частоте этих колебаний, полученные с

помощью двух моделей, расходятся. Результаты расчётов показывают необходимость планирования специальных экспериментов для уточнения выбора модели турбулентности и заполнения матрицы верификации расчётных кодов для полостной активной зоны ЭКОР.

Для повышения эффективности ЭКОР как выжигателя необходимо увеличивать средний по первому контуру поток нейтронов, а значит, уменьшать объём теплоносителя, находящийся в первом контуре вне активной зоны. Поэтому в ЭКОР используется интегральная компоновка первого контура с размещением всех его элементов в едином корпусе. Такая компоновка РУ с полостной активной зоной определяет выбор направления прокачки теплоносителя через активную зону: сверху вниз. Негативным последствием выбранного направления прокачки является возможность возникновения в первом контуре колебаний расхода и давления.

Произведена серия расчётов Simulink-модели петли первого контура ЭКОР. В расчётах варьировалась высота свободного уровня теплоносителя в корпусе, содержащем первый контур. Было определено её минимальное значение, обеспечивающее отсутствие колебаний расхода и давления в петле в номинальном режиме работы.

С помощью Simulink-модели первого контура ЭКОР проведено исследование режима естественной циркуляции теплоносителя, устанавливающегося в контуре в случае отключения насосов. Сделано предположение о том, что до начала аварии контур работал в номинальном режиме. В момент времени 30 с мощность, подаваемая на вал каждого насоса РУ, стала равна нулю. В данном расчёте не учитывались обратные связи по температурам расплава соли и окружающего активную зону графитового отражателя, решалась только теплогидравлическая задача. Мощность активной зоны в ходе развития аварии полагалась неизменной и равной номинальной (делалась оценка сверху температур компонентов активной зоны).

На рисунке 8 представлены рассчитанные изменения во времени расхода теплоносителя на входе в теплообменник первого контура и максимальной температуры теплоносителя, контактирующего с конструкционными материалами стенок активной зоны.

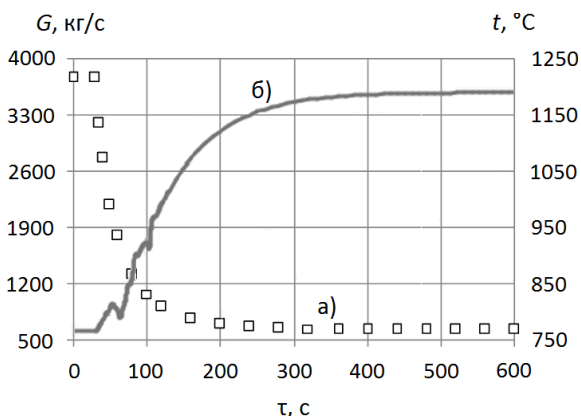


Рисунок 8 – Изменение во времени расхода теплоносителя на входе в теплообменник (а) и максимальной температуры теплоносителя, контактирующего с конструкционными материалами стенок активной зоны (б)

По результатам расчёта, в ходе развития аварии расход теплоносителя через первый контур упал, но опрокидывания циркуляции при переходе к естественной циркуляции теплоносителя в контуре не произошло. В установившемся режиме естественной циркуляции колебания расхода и давления в контуре отсутствуют.

В заключении сформулированы основные результаты работы.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ

Диссертационная работа посвящена проведению при помощи среды Simulink/MATLAB расчётных исследований теплогидравлических процессов в обоснование концептуальных решений для РУ Поколения IV: ПСКД-600, МГР-Т, ЭКОР и модернизированной критической сборки АСТРА с кольцевой активной зоной (модели СВТГР МГР-Т). В результате:

1. Среда Simulink/MATLAB дополнена библиотекой расчётных модулей, в которых запрограммированы теплофизические свойства

материалов РУ и следующие модели физических процессов РУ: модель нейтронной кинетики (в точечном приближении), одномерная динамическая модель теплопереноса в частице топлива с покрытиями, одномерная динамическая модель теплопереноса в шаровом топливном элементе, модель динамики теплогидравлической сети с несжимаемым, но термически расширяемым теплоносителем (в одномерном приближении) и её адаптация для моделирования больших полостей в двумерном приближении, модель центробежного насоса.

2. Проведена верификация разработанных программных блоков и методов их соединения в модель РУ: решены тестовые задачи о динамике температуры частицы топлива ВТГР с различными граничными условиями, рассчитана динамика мощности реактора AVR в экспериментах с изменением положения регулирующих стержней и изменением расхода теплоносителя, воспроизведены расходно-напорные характеристики центробежных насосов с разными коэффициентами быстроходности, исследованы режимы вынужденной и естественной циркуляции свинцово-висмутового теплоносителя в экспериментальной петле HELIOS, исследованы распределения расхода теплоносителя и температур конструкций в активной зоне NGNP (проект СВТГР с призматическими топливными блоками).

3. Расчётные модели, собранные из разработанных блоков Simulink, применены для решения актуальных теплогидравлических задач, возникших при концептуальном проектировании перспективных систем:

– реактор ПСКД-600, охлаждаемый водяным теплоносителем сверхкритического давления с температурой, значительно превышающей температуру псевдокритического перехода, – решена оптимизационная задача о профилировании расхода теплоносителя по активной зоне путём установки дополнительных гидравлических сопротивлений перед ТВС; рассчитаны изменяющиеся в течение кампании распределения давления, расхода и температур теплоносителя по активной зоне; обоснована

работоспособность стальных оболочек твэлов – с учётом факторов неопределённости оценена максимальная температура оболочек, достигаемая в течение кампании;

– СВТГР МГР-Т с призматическими топливными блоками – исследовано влияние на максимальную температуру топлива неравномерности энерговыделения в кольцевой активной зоне и протечек теплоносителя через технологические зазоры, а также через каналы СУЗ и аварийной защиты; показано, что даже без учёта статистических факторов перегрева температуры топлива в СВТГР с призматическими топливными блоками превосходят допустимый уровень нормальной эксплуатации; обоснована необходимость предусмотреть в современных концепциях СВТГР дополнительные технические решения для снижения температур топлива;

– модернизированная «горячая» критическая сборка АСТРА, на которой исследуются нейтронно-физические особенности СВТГР МГР-Т с кольцевой активной зоной, – исследовано изменение её мощности и температур в аварийных ситуациях, связанных с несанкционированным вводом положительной реактивности; показано, что в постулируемых авариях активная зона не нагревается до температур, опасных с точки зрения выхода радионуклидов из микро топлива и возгорания графита (каминный эффект);

– высокопоточный реактор ЭКОР с теплоносителем – топливной солью – исследовано распределение расплава соли в полостной активной зоне; показано, что в активной зоне устанавливается режим течения с низкочастотными колебаниями скоростей и температур расплава соли; обоснована необходимость планирования специальных экспериментов для уточнения выбора модели турбулентности и заполнения матрицы верификации расчётных кодов для полостной активной зоны с расплавно-солевым теплоносителем; определена высота свободного уровня теплоносителя в баке реактора, обеспечивающая отсутствие колебаний

расхода и давления теплоносителя в первом контуре установки в номинальном и переходных режимах работы; рассчитаны изменения во времени расхода и температуры расплава соли, а также температуры конструкционных материалов стенок активной зоны в ходе установления в первом контуре естественной циркуляции теплоносителя при отключении насосов.

Совокупность выполненных работ представляет собой решение задач, важных для обоснования и дальнейшего развития концепций легководного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя, расплавносолевого реактора-пережигателя минорных актинидов и сверхвысокотемпературного газоохлаждаемого реактора.

Основные положения диссертационной работы изложены в следующих публикациях, препринтах и научно-технических отчётах:

1. Седов А.А., Фролов А.А. Расчётное исследование влияния некоторых систематических факторов на температуры топлива в сверхвысокотемпературном газовом реакторе с призматическими ТВС // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2009. – №2. – С. 100-109.

2. Фролов А.А. Исследование особенностей гидродинамики и теплообмена полостной активной зоны расплавносолевого реактора - пережигателя минорных актинидов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – (в печати).

3. Sedov A.A., Frolov A.A. Computational Study of the Influence of Some Systematic Factors on the Fuel Temperature in a Very High Temperature Gas-Cooled Reactor with Prismatic Fuel Assemblies // Physics of Atomic Nuclei. – 2011. – V. 74. – №14. – Pp. 1921-1929.

4. Седов А.А., Фролов А.А. Моделирование гидродинамики и теплообмена свинцово-висмутевого теплоносителя в экспериментальной петле HELIOS в рамках бенчмарка NUTRECK LACANES // Сб. докладов межотраслевого семинара «Тяжёлые жидкометаллические теплоносители в

быстрых реакторах (Теплофизика-2010)», ГНЦ РФ – ФЭИ, Обнинск, 20-22 октября, 2010. – CD-ROM.

5. Седов А.А., Фролов А.А. Моделирование динамических режимов естественной циркуляции свинцово-висмутового теплоносителя в экспериментальной петле HELIOS в рамках фазы II бенчмаркинга NUTRECK LACANES // Сб. докладов научно-технической конференции «Теплофизические экспериментальные и расчётно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2011)», ГНЦ РФ – ФЭИ, Обнинск, 19-21 октября, 2011. – CD-ROM.

6. Седов А.А., Фролов А.А. Исследование особенностей теплогидравлики быстрого расплавно-солевого реактора-пережигателя минорных актинидов // Сб. докладов научно-технической конференции «Теплофизические экспериментальные и расчётно-теоретические исследования в обоснование характеристик и безопасности ядерных реакторов на быстрых нейтронах (Теплофизика-2012)», ГНЦ РФ – ФЭИ, Обнинск, 24-26 октября, 2012. – CD-ROM.

7. Frolov A.A., Sedov A.A., Subbotin A.S. Application of Multiscale Nested Modeling in Studies of Thermal Hydraulics of Prospective HTGRs // Proc. of 2011 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants «Performance & Flexibility: The Power of Innovation» (ICAPP 2011), Nice, France, May 2-5, 2011. – CD-ROM.

8. Седов А.А., Фролов А.А. Исследование особенностей теплогидравлики быстрого расплавно-солевого реактора-пережигателя минорных актинидов // Сб. докладов XIV Минского международного форума по тепло- и массообмену, Национальная академия наук Беларуси, Институт тепло- и массообмена им. А.В. Лыкова, Минск, Беларусь, 10-13 сентября, 2012. – CD-ROM.

9. Седов А.А., Субботин А.С., Фролов А.А. Разработка и верификация сопряжённой модели нейтронной кинетики с температурными обратны-

ми связями для оценки безопасности критической сборки АСТРА // XVI семинар по проблемам физики реакторов «Новая технологическая платформа атомной отрасли» (Волга-2010), НИЯУ МИФИ, 3-7 сентября, 2010.

10. Захарко Ю.А., Седов А.А., Фролов А.А. Разработка и верификация аналитической и численной модели одномерной по пространству динамики температуры частицы топлива с покрытиями / Москва, 2009. – Препринт ИАЭ-6572/5.

11. Глушков Е.С., Глушков А.Е., Седов А.А., Фомиченко П.А., Фролов А.А. Разработка и верификация сопряжённой модели нейтронной кинетики с температурными обратными связями для оценки безопасности реакторов ВТГР и критических сборок с шаровыми твэлами / Москва, 2009. – Препринт ИАЭ-6581/4.

12. Седов А.А., Фролов А.А. Моделирование динамики экспериментальной петли со свинцово-висмутовым теплоносителем / Москва, 2010. – Препринт ИАЭ-6632/4.

13. Разработка и верификация аналитической и численной модели одномерной по пространству динамики температуры частицы топлива с покрытиями: научно-технический отчёт / РНЦ «Курчатовский институт», Институт ядерных реакторов; рук. Алексеев П.Н.; исполн. Седов А.А., Захарко Ю.А., Фролов А.А. – М., 2009. – Инв. № 36-10/21-09 от 29.04.2009.

14. Разработка и верификация сопряжённой модели нейтронной кинетики с обратными связями по температуре для оценки безопасности критической сборки АСТРА: научно-технический отчёт / РНЦ «Курчатовский институт», Институт ядерных реакторов; рук. Алексеев П.Н.; исполн. Седов А.А., Фролов А.А. – М., 2009. – Инв. № 36-10/23-09 от 25.05.2009.

15. Моделирование динамики экспериментальной установки HELIOS: научно-технический отчёт / РНЦ «Курчатовский институт», Институт ядерных реакторов; рук. Алексеев П.Н.; исполн. Седов А.А., Фролов А.А. – М., 2010. – Инв. № 36-10/13-10 от 14.05.2010.