

На правах рукописи
УДК 621.039.5

ВЛАДИМИР АНАТОЛЬЕВИЧ ГРЕМЯЧКИН

**ОБОСНОВАНИЯ ОСНОВНЫХ ИНЖЕНЕРНО-ТЕХНИЧЕСКИХ
РЕШЕНИЙ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫХ
ХАРАКТЕРИСТИК И БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРА СМ**

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

АВТОРЕФЕРАТ
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Москва, 2007 г.

Работа выполнена в Федеральном государственном унитарном предприятии «Государственный научный центр Российской Федерации «Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

Научный руководитель:

доктор технических наук, профессор

В.А. Цыканов

Официальные оппоненты:

Доктор технических наук, генеральный директор ФГУП ВНИИТФА

Кузелев Николай Ревокатович

Кандидат технических наук, заведующий кафедрой «Теплофизика» МИФИ

Харитонов Владимир Степанович

Ведущая организация:

ФГУП «Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники» (НИКИЭТ).

Защита диссертации состоится " 21 " марта 2007г. в 15 час. 00 мин. на заседании диссертационного совета Д 212.130.04 при Московском инженерно-физическом институте (государственном университете), 115409, г.Москва, Каширское шоссе 31.

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке Московского Инженерно-физического Института (государственного университета).

Отзыв на автореферат диссертации, заверенный гербовой печатью учреждения, просьба направлять по адресу: 115409, г.Москва, Каширское шоссе 31, Ученый Совет МИФИ.

Автореферат разослан " _____ " _____ 2007 г.

Ученый секретарь

диссертационного совета:

Е.М.Кудрявцев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность

Основные пути развития и задачи Энергетической стратегии России на период до 2020 г. были разработаны Правительством РФ в 2000 г. и уточнены в Постановлении от 22.05.2003 г. Для реализации этих задач были разработаны и разрабатываются Федеральные целевые Программы:

- ФЦП “Национальная технологическая база” на 2000–2010 годы (Постановление Правительства РФ от 08.11.2001 г. № 779);
- ФЦП “Развитие Атомного Энергомашиностроительного комплекса России на 2007–2010 годы и на перспективу до 2015 года” (Постановление Правительства РФ от 06.10.2006 г. № 605);
- ФЦП “Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2006 г. и на период до 2015 года” (в настоящее время на рассмотрении в правительстве РФ).

Важной уникальной экспериментальной базой для проведения широкого круга научно-исследовательских работ по обоснованию и выбору научно-технических решений, обеспечивающих развитие ядерно-энергетического комплекса России, были и остаются исследовательские реакторы. В ближайшие 10 – 15 лет российские исследовательские реакторы способны обеспечить необходимые экспериментальные исследования для достижения планируемых темпов развития атомной энергетики. Этот вывод был сделан в результате работы специальной комиссии Минатома в 2002 году и получил свое подтверждение в решении международной конференции «Исследовательские реакторы в 21 веке» (2006 г.). В ряду востребованных реакторов на особом месте стоит реактор СМ, с высоким потоком нейтронов в центральной ловушке и большим количеством экспериментальных облучательных каналов, позволяющий решать одновременно несколько задач: моделирование условий работы материалов и топлива в потоках ионизирующего излучения высокой плотности; получение изотопов с высокой удельной активностью; наработку трансурановых элементов и целый ряд других, важных для развития атомной отрасли задач.

Практически с момента пуска реактора, наряду с основными программами исследований проводились работы, связанные с его модернизациями и реконструкциями, направленные как на улучшение технико-экономических характеристик, на расширение его экспериментальных возможностей, так и на повышение уровня безопасности при его эксплуатации. К концу 80-х годов прошлого века ряд элементов реактора: корпус, материалы активной зоны выработали свой ресурс и требовали замены. В тоже время изменились в сторону ужесточения требования нормативных документов по обеспечению уровня безопасности при эксплуатации исследовательских реакторов. Для удовлетворения возросшему уровню технико-экономических потребностей и

более строгим требованиям нормативных документов была запланирована и проведена реконструкция исследовательского реактора СМ (1991–1992 г.г.). Изменение конструктивных особенностей реактора привело к изменению его нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик. Для обеспечения безопасной эксплуатации модернизированного реактора, прогнозирования его поведения в аварийных ситуациях, обоснования достаточности различных систем и оборудования, предотвращающих аварии, необходимо было провести научные исследования по изучению теплогидравлических и нейтронно-физических характеристик реконструированного реактора. Данная работа посвящена обоснованию по результатам выполненного комплекса экспериментально-расчетных исследований основных инженерно-технических решений для повышения эксплуатационных характеристик и безопасности реактора СМ, которые были реализованы в ходе его модернизации.

Принимая во внимание постоянно возрастающие требования к безопасности эксплуатации и эффективному использованию исследовательских реакторов, в частности реактора СМ, представленная работа является актуальной.

Цель работы

Определение нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик модернизированного реактора СМ для обоснования основных инженерно-технических решений, направленных на повышение эксплуатационных характеристик, работоспособности и обеспечения требуемого уровня безопасности при эксплуатации реконструированного реактора СМ.

Для достижения этой цели автор решил следующие задачи:

- разработал конструкцию экспериментального стенда для исследования теплогидравлических характеристик модифицированного реактора и выполнил комплекс экспериментальных исследований нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик для обоснования безопасной работы реактора в номинальных режимах работы;
- выполнил расчетно-экспериментальное обоснование антисифонных устройств;
- провел комплексные экспериментальные исследования по определению теплогидравлических характеристик реактора при обрывах трубопроводов первого контура, в том числе, и в максимальном сечении;
- по результатам экспериментальных исследований верифицировал расчетную модель реактора и провел расчетные исследования возможных аварийных ситуаций с течами теплоносителя;
- определил нейтронно-физические, теплогидравлические и безопасностные характеристики реконструированного реактора во время проведения физического и энергетического пусков.

Научная новизна работы

Автором впервые:

- экспериментально получены тепло-гидравлические и нейтронно-физические характеристики реактора СМ, компоненты и системы которого существенно изменились при реконструкции (расходы теплоносителя через элементы активной зоны, эффекты реактивности от перестановок элементов активной зоны, температурный и мощностной коэффициенты реактивности и т.д.);
- разработаны и созданы системы для измерения перепадов давления на входе-выходе теплоносителя из ТВС, что позволило контролировать расход теплоносителя по каждой ячейке АЗ;
- проведено расчетно-экспериментальное обоснование достаточности антисифонных устройств безопасности пассивного действия, выполненных в виде отверстий между напорной и сливной камерами реактора, для исключения осушения активной зоны при авариях с разрывами главных трубопроводов;
- получены характеристики реактора при проведении эксперимента с моделированием разрыва главного трубопровода, обеспечившие разработку и верификацию математической модели по результатам этого эксперимента для анализа аварийных ситуаций.

Практическая ценность работы

- в результате проведенных реконструкции и исследований в процессе физического и энергетического пусков реактора обоснована и обеспечена работоспособность и безопасность реконструированной реакторной установки (РУ), как в нормальных режимах эксплуатации, так и в аварийных ситуациях;
- полученные теплогидравлические и нейтронно-физические характеристики реактора (до и после реконструкции) показали, что обеспечивается надежное охлаждение твэлов и ТВС активной зоны, при этом были определены условия и пределы нормальной и безопасной эксплуатации реактора. разработано оборудование и созданы системы для измерения перепада давления на входе-выходе теплоносителя из каждой ТВС, что позволило определять расход и осуществлять периодический контроль характеристик всех гидравлических трактов;
- создана система пассивного принципа действия, не допускающая осушения активной зоны при разрывах трубопроводов первого контура;
- по результатам экспериментов разработана и верифицирована расчётная модель, позволяющая обосновать безопасность реактора при рассмотрении аварий и аварийных ситуаций, которые изложены в ООБ РУ и используются при обосновании безопасности РУ.

- все полученные автором результаты и научно-технические решения внесены в проектную и эксплуатационную документацию, паспорт реактора, отчет по обоснованию безопасности реакторной установки и используются при эксплуатации РУ.

Основные положения, выносимые на защиту

1. результаты исследований теплогидравлических и нейтронно-физических характеристик реконструированного реактора СМ, полученные в процессе проведения реконструкции реактора, его физического и энергетического пусков, а также при проведении комплексных экспериментально-расчетных исследований;
2. научно-техническое обоснование защитной системы пассивного действия, выполненной в виде антисифонных отверстий между приемной и напорной камерами теплоносителя реактора, позволяющей предотвратить эффект сифона и выдавливание теплоносителя из активной зоны при прорыве в корпус реактора газовой среды;
3. система для измерения перепадов давления по ячейкам активной зоны и контроля за расходами теплоносителя через элементы активной зоны.

Апробация работы

Основные результаты работы представлялись и обсуждались:

- на международной конференции по управлению старением оборудования исследовательских реакторов (Вена, Австрия 1992 г.)
- на семинаре «Методика и техника реакторных и послереакторных экспериментов в радиационном материаловедении» (Димитровград, 1994)
- на II международной встрече по усовершенствованию реакторной безопасности ARS-97 (Орландо, США, 1997 г.)
- на XII ежегодной международной научно-технической конференции ядерного общества России «Исследовательские реакторы. Наука и высокие технологии» (Димитровград, 2001 г.)
- при получении «временного разрешения на эксплуатацию реакторной установки СМ» (Москва, 1997 г.);
- при экспертизе и получении лицензий на эксплуатацию РУ СМ (Москва, Нижний Новгород, 1999, 2002 и 2006 г.).

Личный вклад автора

Все основные результаты диссертации получены автором лично и в творческом сотрудничестве со специалистами ФГУП ГНЦ РФ НИИАР.

Автор принимал участие в испытаниях как главный инженер и научный руководитель РУ:

- им лично разработана и внедрена пассивная система защиты реактора от эффекта сифона при различного типа течах в основном контуре, система для измерения перепадов давления и расходов теплоносителя по ячейкам АЗ;
- автором лично разработаны программы проведения научных экспериментов на реакторе;
- в качестве технического и научного руководителя автор провёл все эксперименты, физический и энергетический пуск реактора.

Публикации, структура и объем работы

По теме диссертации опубликовано 12 научных работ. Диссертация состоит из введения, 4 глав, заключения, списка литературы. Работа изложена на 135 страницах машинописного текста, включая 39 рисунков и 26 таблиц, список литературы содержит 51 наименований.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность диссертационной работы, сформулированы цели, научная новизна и практическая значимость исследования.

В первой главе диссертации приведено описание реакторной установки СМ перед реконструкцией, основных изменений в конструкции реактора, которые были проведены в ходе реконструкции и привели к изменению теплогидравлических и нейтронно-физических характеристик реактора.

К 1991 году реактор СМ после многих модернизаций и реконструкций представлял собой водяной корпусной высокопоточный многоцелевой исследовательский реактор на промежуточных нейтронах с нейтронной ловушкой – полостью в центре активной зоны, заполненной замедлителями нейтронов. Активная зона в сечении – квадрат 420×420 мм (с шагом 70 мм). Высота активной зоны 350 мм. Центральная замедляющая полость состоит из фигурных бериллиевых вкладышей и центрального канала, в котором размещены мишени с трансураниевыми элементами (ТУЭ) и образцы. Рабочие органы аварийной защиты и центральный компенсирующий орган кольцевой формы расположены в центральной замедляющей полости. Компенсирующие органы размещены в угловых ячейках активной зоны, а рабочие органы автоматического регулирования мощности находятся в отражателе.

Быстрые нейтроны, покидая активную зону, замедляются до тепловых энергий в нейтронной ловушке и боковом бериллиевом отражателе, которым окружена активная зона. В качестве замедлителя нейтронов в ловушке реактора используют легкую воду и бериллий в различных сочетаниях. В ловушке достигается максимальная плотность потока тепловых нейтронов до $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ (в воде) при нормальной мощности реактора 100 МВт. В отражателе плотность потока тепловых нейтронов – $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Экспериментальные возможности реактора следующие: 25 вертикальных каналов в отражателе, пять горизонтальных каналов и центральный канал, входящий в состав низкотемпературной петли. Активная зона с боковым отражателем из металлического бериллия высотой 500 мм размещена в стальном корпусе диаметром 1,5 и высотой 8,0 м.

Движение теплоносителя осуществлялось по следующей схеме: он подавался по подводным (периферийным) патрубкам снизу в пространство между корпусом и опорной конструкцией, по зазорам поднимался вверх, омывая защитный экран и корпус. Поток, движущийся по внутренней стороне экрана, на уровне верхнего опорного кольца опорной конструкции разветвлялся и по специальным отверстиям в экранах АЗ поступал в зазоры между ними и внутрь решётки отражателя, откуда двигался вверх по зазорам блоков отражателя. В объёме, расположенном выше отражателя, все потоки объединялись в один, и теплоноситель сверху вниз проходил через ТВС, центральную опору, дроссельные шайбы в объём, ограниченный днищем и опорной конструкцией, а затем по выходным патрубкам поступал в трубопроводы первого контура.

Во время последней реконструкции были сделаны следующие основные изменения, которые существенно повлияли на нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики РУ:

- новый корпус размещён в старом корпусе;
- подвод и отвод теплоносителя первого контура осуществлен в верхней части корпуса;
- ликвидированы горизонтальные каналы;
- в центральную замедляющую полость установлен центральный бериллиевый блок трансурановых мишеней;
- на прямое охлаждение потоком теплоносителя подключено несколько экспериментальных облучательных ячеек, и введено 6 дополнительных;
- в конструкции разделителя потока предусмотрены антисифонные отверстия;
- а также целый ряд других, более мелких конструктивных изменений.

Изменения в конструкции привели к изменению схемы движения теплоносителя – он подаётся в верхнюю часть корпуса, где делится на два потока. Один направляется на активную зону сверху – вниз, другой по кольцевому зазору между экраном и разделителем потока под нижнюю плиту отражателя, восходящим потоком охлаждая его. Затем оба потока объединяются и охлаждают активную зону, разворачиваются и по кольцевому зазору между экраном и корпусом реактора поднимаются вверх до выходного патрубка.

Основные характеристики нового реактора приведены в таблице 1.

Физико-технические характеристики ИР СМ-3

Параметр	Название и/или значение
Тип реактора	Водо-водяной под давлением, ловушечный на промежуточных нейтронах
Мощность, МВт	100
Замедлитель	дистиллированная вода
Теплоноситель	дистиллированная вода
Отражатель	металлический бериллий
Топливо	диоксид урана, обогащение 90%
Конфигурация активной зоны в плане	квадратная с центральной ловушкой
Наружный размер активной зоны, мм	420×420
Шаг решетки ТВС, мм	70×70
Количество ячеек для ТВС	32 (включая 4 ячейки с топливными догрузками)
Количество ячеек, занятых центральной ловушкой	4
Высота активной зоны, мм	350
Геометрический объем активной зоны, л	61,7
Объем ловушки, л	6,8
Энерговывделяющий объем, л	48–54,9
Тепловывделяющий элемент	крестообразный, типа СМ
Решетка размещения твэлов в ТВС	Треугольная, с шагом 5,23 мм
Количество твэлов в полномасштабной ТВС 184.03.00	188
Средняя плотность потока нейтронов с энергией $\geq 0,1$ МэВ, $\text{с}^{-1} \cdot \text{м}^{-2}$	$2 \cdot 10^{19}$
Средняя по энерговывделяющему объему плотность мощности, МВт/л	1,82–2,08
Количество органов СУЗ:	
- автоматического регулирования	2
- компенсации реактивности	5
- аварийной защиты	4

Параметр	Название и/или значение
Параметры теплоносителя:	
- температура на входе в реактор, °С	<60
- температура на выходе из реактора, °С	до 95
- расход, м ³ /ч	2400
- давление на входе в реактор, МПа	4,9

В конце главы ставится задача необходимости исследования нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик модифицированного реактора с целью обоснования его безопасности, надежности и эксплуатационных характеристик.

Вторая глава посвящена измерениям гидравлических характеристик всех энерговыделяющих трактов активной зоны, обоснованию размеров антисифонных отверстий и дроссельных втулок, описанию экспериментальных стендов и устройств, а также реализации гидропрофилирования по ячейкам активной зоны.

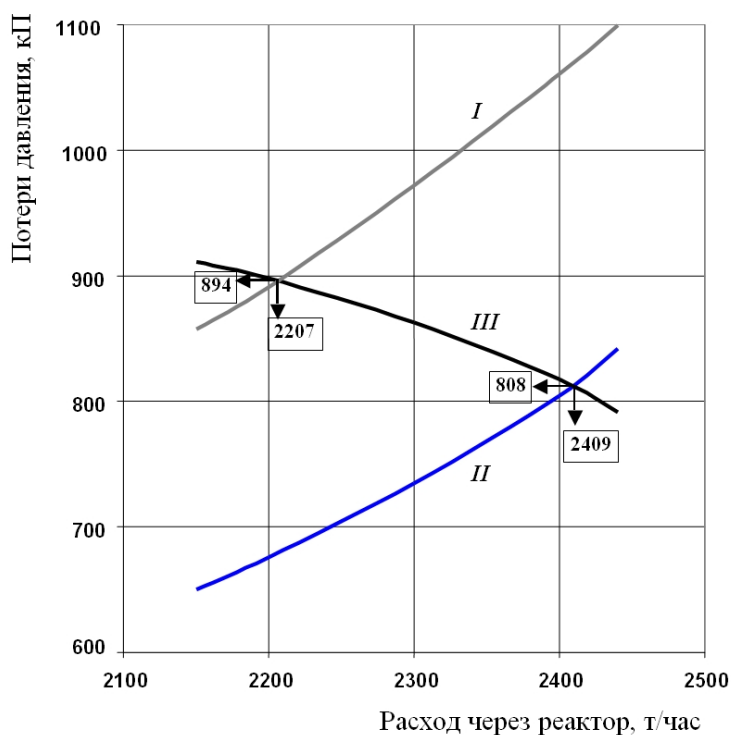


Рис. 1. Гидравлическая характеристика реактора для первоначального (*I*) варианта и с расточенным опорным стаканом ТВС в центральных ячейках (*II*) при существующей напорной характеристике контура охлаждения (*III*).

Изменения конструкции реактора привели к существенному изменению его гидравлических характеристик, изучение которых проводилось расчётными, экспериментальными и комбинированными способами в несколько этапов:

- поверочные расчёты всех гидравлических трактов реактора, определение его общей характеристики и сравнение с возможностями контура охлаждения по напору и расходу теплоносителя;
- определение оптимальных размеров антисифонных отверстий;
- определение гидравлических характеристик внутриреакторных перетечек

теплоносителя, байпассирующих АЗ;

- получение экспериментальных гидравлических характеристик всех энерговыделяющих компонентов активной зоны.

Методика поверочных расчётов состояла в следующем: для каждого участка гидравлического тракта проводился детальный расчет потерь давления. Затем проводилось суммирование в соответствии со схемой последовательного или параллельного подключения участка. Полученная таким образом характеристика совмещалась с характеристикой располагаемого расхода в точке подключения первого контура к реактору. Поверочные расчеты показали, что достижимые расходы на 200 м³/час меньше закладываемых в проект, при этом в самых энергонапряженных ячейках запас до кризиса снижался с 1,43 до 1,3. Была реализована расточка опорных стаканов для ТВС в 8 центральных ячейках, и в них же были установлены диффузоры. Это техническое решение позволило уменьшить сопротивление активной зоны и восстановить требуемый расход теплоносителя (см. рис. 1).

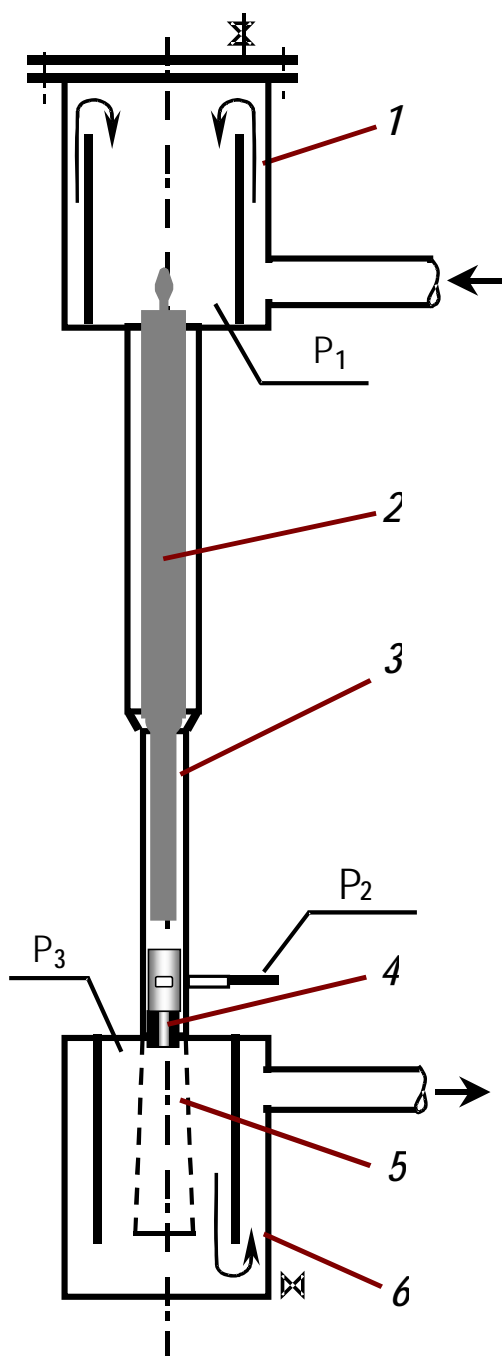
Из-за заглубленного расположения трубопроводов относительно корпуса при их разгерметизациях на нижних отметках проявлялся эффект сифона, выкачивающий воду из реактора. Было предложено организовать перетечки между напорной и сливной камерами корпуса реактора для срыва эффекта сифона. Для реализации этих экспериментов был спроектирован и создан экспериментальный стенд, моделирующий реактор в масштабе 1:5. Результаты проведенных экспериментов показали, что сифон надежно срывался при двух открытых отверстиях диаметром 4+4 мм. На основе полученных данных с учетом масштабирующего фактора был сделан вывод, что для реакторных условий необходимо 4 отверстия диаметром 16 мм.

Проектом реактора предусмотрено несколько внутриреакторных разъемных соединений:

- фланцевый разъем экран-корпус, разделяющий напорную и сливную камеры реактора;
- проходки в верхней части экрана для размещения в них навесок с образцами материала корпуса и гильз термометрических датчиков;
- место посадки центральной зоны на нижний фланец экрана.

Кроме вышеуказанных разъемных соединений, существует еще целый ряд мелких дренажных отверстий для перетечек и антисифонные отверстия.

При осуществлении проливки на реакторе все перечисленные выше отверстия были открыты, а активная зона «заглушена» специальными заглушками. Общая величина протечек составляла ~ 300 м³/час.



Проливка ТВС, КО, центральной ловушки проводилась на стенде со специально сконструированными для этого ретортами (рис.2). С целью перекрытия возможного диапазона расходов теплоносителя через ячейки в ретортах использовались различные дроссельные шайбы. Экспериментальные результаты представлялись в виде квадратичной зависимости с обработкой результатов по методу наименьших квадратов.

Для обеспечения одинакового запаса до кризиса теплообмена на оболочках максимально напряженных ТВЭЛ топливных сборок применяется профилирование расходов по ячейкам активной зоны. Известна формула для расчета критического теплового потока на ТВэле крестообразной формы.

$$q_{кр} = 0,078 d^{0,956} l^{-0,726} - (w_g \cdot 10^{-6})^{0,805} (l - 0,00189 i_{ex}), \quad (1)$$

где $q_{кр}$ – плотность критического теплового потока, МВт/м²;

d – описанный диаметр крестообразного ТВЭЛ, мм;

l – расстояние от входа в активную зону, м;

w_g – массовая скорость теплоносителя, кг/(м²·ч);

i_{ex} – энтальпия теплоносителя на входе в реактор, ккал/кг.

Рис. 2. Проливочная реторта для ТВС

1 – верхняя камера;

2 – ТВС; 3 – стояк ТВС;

4 – дросселирующая шайба;

5 – съемный диффузор;

6 – нижняя камера;

P1, P2, P3 – точки измерения давления

Подставляя константы, запас до кризиса можно оценить по формуле

$$K_{кр} = \frac{q_{кр}}{q_{ТВС}} = \frac{0,415 \cdot Q^{0,805}}{K_t N_{ТВС}}, \quad (2)$$

где $q_{ТВС}$ – максимальная оценка возможной «за кампанию реактора» плотности теплового потока в кризисном сечении ТВС, МВт/м²;

Q – расход теплоносителя через ТВС, м³/ч;

K_t – коэффициент неравномерности распределения мощности по сечению ТВС;

$N_{ТВС}$ – мощность ТВС, МВт.

Отсюда соотношение для расходов в различных ячейках с одинаковым запасом до кризиса будет описано формулой (3) или (4).

$$\frac{Q_i}{Q_{i+1}} = \left(\frac{(K_t N_{MAX})_i}{(K_t N_{MAX})_{i+1}} \right)^{1,242} \quad \text{или} \quad \frac{Q_i}{Q_{i+1}} = \left(\frac{(K_t K_r)_i}{(K_t K_r)_{i+1}} \right)^{1,242}, \quad (3), (4)$$

где $K_r = N_{max}/N_{сред}$ – отношение максимально возможной мощности ТВС в данной ячейке к средней мощности ТВС активной зоны.

Используя приведенные выше формулы, задаваясь необходимым расходом для самой «напряженной» ячейки, рассчитывались расходы по другим ячейкам в зависимости от неравномерности энерговыделения. По гидравлической характеристике ячейки без дросселирования определялся перепад давления, и по формуле (5), полученной эмпирической обработкой всего массива данных, рассчитывались диаметры дроссельных шайб.

$$\Delta P_{др.яч} = A + B \cdot Q^2 = (A_0 + A_1 \cdot D_{ш}) + (B_0 \cdot \exp[B_1 \cdot D_{ш}]) \cdot Q^2, \quad (5)$$

где: Q – расход теплоносителя через ячейку, м³/ч;

$D_{ш}$ – диаметр дроссельного отверстия, мм;

A , B – эмпирические коэффициенты гидравлической характеристики дросселируемых ячеек (коэффициенты сглаживающих зависимостей равны: $A_0 = -2,272$; $A_1 = 0,061$; $B_0 = 0,1606$; $B_1 = -0,155$).

Результаты расчетов представлены в таблице 2.

Таблица 2

Величины диаметров дроссельных отверстий

Типовой номер ячейки	54	44	45	46 (КО)	55
Количество ячеек, шт	8	8	8	4	4
Коэффициент. неравномерности	1,88	1,44	1,12	0,83	1,35
- по сечению АЗ, K_r	2,27	1,60	1,94	2,14	1,99
- по сечению ТВС, K_t					
Относительный расход, отн.ед	1,000	0,465	0,432	0,435*	0,563

Расчетный расход, м ³ /ч	112,4	52,2	48,6	48,9	63,2
Расчетный диаметр отверстия во втулке, мм (расчетный перепад давления 4,3 бар)	Установлена втулка КГО	29,03	28,01	28,10	31,71
Запас до кризиса	1,41	1,41	1,41	1,41	1,41

* – расход теплоносителя через ячейку с компенсирующим органом определялся с учетом байпасных протечек между кожухом ТВС и направляющей трубой КО.

В конструкции реактора предусмотрены системы замера давления на входе и выходе активной зоны и отбор проб теплоносителя для системы КГО из под каждой ячейки активной зоны. Используя эти системы и результаты, полученные при проливках различных элементов на стендах, можно реально измерять перепады давлений по каждому элементу и определять расходы теплоносителя через них. Эта процедура стала штатной при пуске реактора на мощность.

Третья глава посвящена изучению нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реактора при полномасштабных экспериментах, связанных с течами теплоносителя, величины которых сопоставимы с течами при максимальных проектных авариях.

На стадии проектных работ по реконструкции установки были выполнены расчетные исследования исходных событий, связанных с разгерметизацией первого контура и появлением течей различного масштаба. Расчетный анализ проводился с использованием комплекса программ, разработанных в НИКИЭТ. Необходимо отметить, что расчетная методика базировалась на однофазном состоянии теплоносителя и поэтому не учитывала влияния растворенных в нем газов на характер развития переходных процессов.

Кроме того, апробация этих программ выполнялась на единичных модельных экспериментах, не учитывающих реальные особенности реакторной системы. Поэтому в период пуско-наладочных работ на РУ были проведены испытания ее основного контура в переходных режимах при максимально возможном приближении сценариев, имитируемых ситуаций к реальным процессам. Для проведения этих экспериментов ограничивающими факторами были временные и стоимостные затраты. Тем не менее, была разработана и выполнена научно-обоснованная программа комплексных испытаний первого контура, обеспечивающая как проверку правильности функционирования проектных систем безопасности при авариях с течами теплоносителя, так и получение результатов в подтверждение математических моделей переходных процессов. Программа комплексных испытаний включала следующие эксперименты:

- испытание главных циркуляционных насосов при низких давлениях в первом контуре (вплоть до атмосферного);

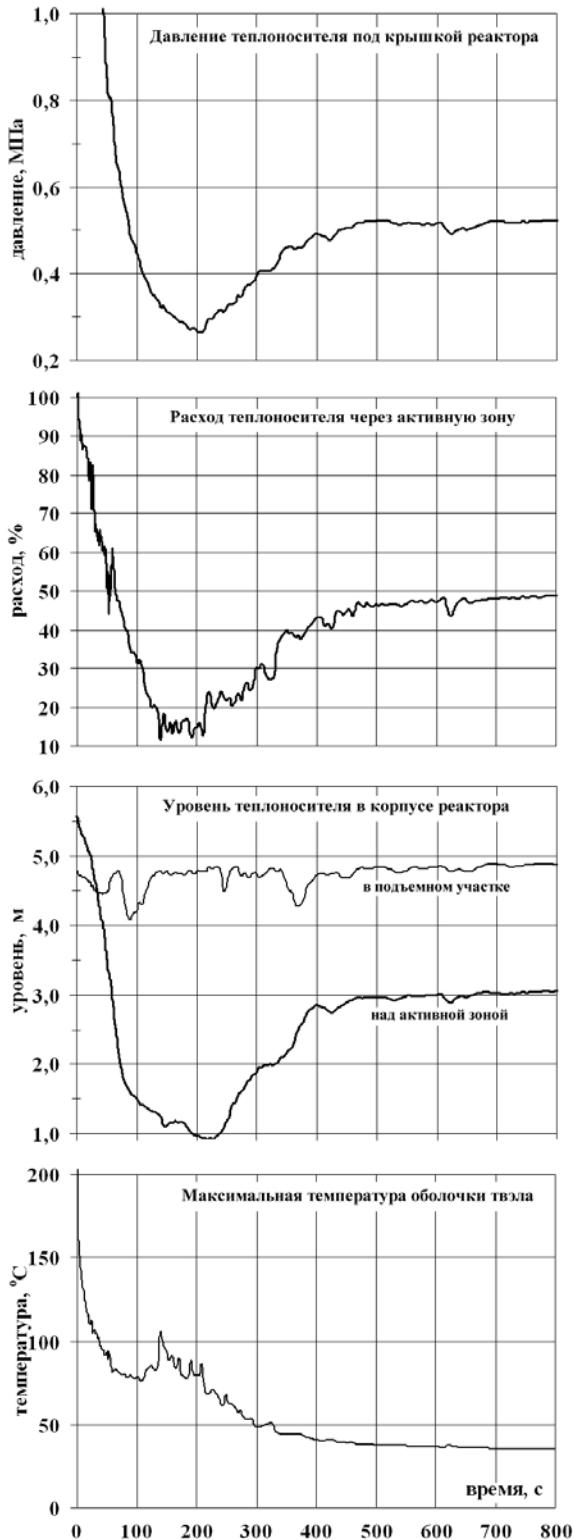


Рис.3. Результаты расчета динамики параметров реактора

предполагалось, что образование газовой фазы, к моменту рассмотрения уже закончилось, поэтому моделировалась двухфазная среда. Настройка модели заключалась в подборе по результатам проведенных экспериментальных

- проверка действия антисифонных отверстий на открытом реакторе;
- снятие расходных характеристик сливных линий, смонтированных для проведения экспериментов;
- моделирование течи на крышке реактора;
- имитация разрыва всасывающего трубопровода.

В результате проведенных научных исследований были получены следующие результаты:

- насос ГНЦ устойчиво работает при снижении давления вплоть до атмосферного, а также показывает проектные характеристики при его выключении и включении при сниженном давлении;
- эксперимент на открытом реакторе показывал срыв сифона и установление уровня чуть ниже выходного патрубка корпуса реактора;
- эксперименты с течами показали достаточность технических мер по компенсации течей штатными системами и отводу истекающего теплоносителя.

Полученные на полномасштабной модели данные позволили доработать и верифицировать математическую модель РУ для анализа режимов с большими течами. Для построения модели установки использовался известный код RELAP5 MOD 3.2, позволяющий описывать процессы с теплоносителем в двухфазном состоянии. Этот код из всех известных наиболее подходит для параметров теплоносителя реактора СМ. При проведении оценок и расчетов

исследований двух коэффициентов, которые невозможно точно оценить с помощью эмпирических зависимостей: коэффициент местного гидравлического сопротивления активной зоны и гидравлическое сопротивление противосифонных отверстий. Первый из коэффициентов определялся по измеренным значениям перепада давления на активной зоне, а второй – исходя из совпадения расчетного уровня и установившегося уровня теплоносителя после испытаний.

Поправленная таким образом модель применялась для анализа безопасности реакторной установки в более чем 40 различных авариях и аварийных ситуациях. На рисунке 3 приведен пример результатов расчетов параметров процессов, происходящих при максимальной проектной аварии – мгновенный разрыв по полному сечению напорного циркуляционного трубопровода.

В четвертой главе представлены результаты экспериментальных исследований нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик модернизированного реактора, полученные в ходе физического и энергетического пусков, описаны применяемые методики и их особенности .

Изучение нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реактора было необходимо выполнить по следующим соображениям:

- требования правил ядерной безопасности, которые предписывают получение экспериментальных данных по эффектам реактивности от перестановок ТВС в активной зоне, характеристикам органов регулирования, распределения нейтронных потоков, влияния экспериментальных устройств на реактивность и т.д.;
- эксплуатация реактора требует знания потоков в каналах и удельного энерговыделения от поглощения γ -излучения в различных материалах для проведения экспериментов.

Для решения поставленных задач была разработана научная программа экспериментальных исследований в ходе физического пуска, которая предусматривала выполнение следующих работ:

- определение эффективности исполнительных органов СУЗ;
- исследование эффектов реактивности, связанных с перегрузкой активной зоны и экспериментальных устройств;
- исследование распределения энерговыделения в активной зоне реактора.

Эксперименты выполнялись как на реакторе, так и на физической модели реактора. Набор активной зоны производился по хорошо изученной картограмме из ТВС, «выгоревших» в старой модификации реактора. Перед загрузкой активной зоны определялось время срабатывания СУЗ. Загрузка выполнялась по известной процедуре набора критической массы с построением кривых $1/N$.

Эффективность рабочих органов СУЗ измерялась различными способами: методом сброса, методом асимптотического периода и методом перекомпенсации. Эффекты реактивности от перестановки ТВС и других элементов активной зоны изучались методом выхода в критическое состояние.

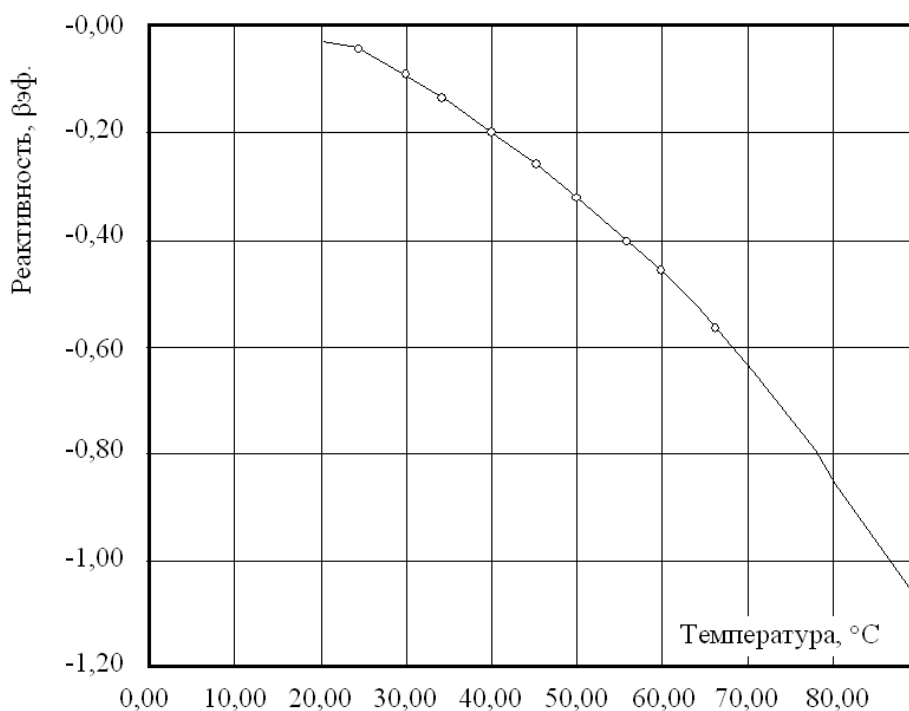
В результате экспериментальных исследований было получено, что эффект реактивности от замены центрального канала на бериллиевый блок положителен и равен $1,53 \beta_{эф}$, а изменение отражателя приводит к отрицательному эффекту реактивности величиной $0,65 \beta_{эф}$.

В ходе энергетического пуска были проведены следующие экспериментальные исследования:

- изучение мощностного и температурного коэффициентов реактивности;
- измерения и аттестация нейтронных полей облучательных каналов и полей радиационного энерговыделения.

Температурный коэффициент реактивности определялся как отношение приращения реактивности к приращению температуры при равномерном разогреве всех компонентов активной зоны. Реактор выводился на минимально контролируемый уровень мощности и далее разогревался отключением теплоносителя второго контура. Измерения показали, что эффективность органов СУЗ при разогреве не изменяется.

Результаты измерений приведены на рис. 4. Кривая описывается полиномом 2-ой степени, температурный коэффициент есть производная от



ЭТОГО ПОЛИНОМА.

$$K\rho(T) = -2,68 \cdot 10^{-4} \cdot T - 5,42 \cdot 10^{-4}$$

Рис.4. Изменение реактивности при разогреве активной зоны

Мощностной коэффициент реактивности определялся на номинальном уровне мощности после достижения стационарного «отравления» реактора изотопом Xe-135, как отношение приращения реактивности к соответствующему приращению мощности. Мощность реактора с номинальной снижалась на 10% одним из стержней АР и далее производилась компенсация на новом уровне мощности. Мощностной коэффициент реактивности составил $-0,04 \beta_{эф}$. Все основные результаты представлены в таблице 3, где в столбце «проектные значения» проставлены характеристики активной зоны из многолетнего опыта эксплуатации. Видно, что изменению подверглись эффективности СУЗов, коэффициенты неравномерности энерговыделения, коэффициенты мощностного и температурного эффектов реактивности. Остальные результаты также приведены в таблице 3.

Таблица 3

Сравнение параметров, достигнутых в процессе энергопуска, с проектными значениями

Наименование системы	Наименование параметра	Характеристика	
		Проектная	Экспериментальная
Первый контур	Тепловая мощность, МВт	100	100
	Общий расход теплоносителя, м ³ /час	2400	2400
	Температура на входе в реактор, °С	50	50÷55
	Температура на входе из реактора, °С	< 95	88÷94
Система КГО	Расход по ячейке, л/час	120	120
	Время доставки пробы, с	40÷80	60
СУЗ	Скорость взвода стержней АЗ, мм/с	25	25
	Время ввода стержней АЗ, с	< 1	0,5±0,1
	Скорость перемещения КО, мм/с	5	5±0,2
Активная зона (физические характеристики)	Стационарное отравление Xe-135 и Sm-149, %	4,0 3,55	4,2 6
	Запас реактивности на выгорание		
	Эффективность органов СУЗ, %:		
	- ЦКО	3	2,54–4,2
	- КО (одного)	1,54	1,1–2,6
	- АР (одного)	0,04	0,01–0,4
- АЗ (одного)	0,44	0,36–0,9	

	Коэффициенты неравномерности энерговыделения: – по высоте – по сечению ТВС – по сечению активной зоны – объемный	1,25 2,92 1,4 5,1	1,25 2,1 2,16 5,6
	Коэффициенты реактивности – мощностной, $\Delta k/k/\% N$ ном – температурный, $\%/град.$ Темп потери реактивности с выгоранием, $\%/МВт сут.$	$-2,8 \cdot 10^{-5}$ $-5 \cdot 10^{-3}$ $3 \cdot 10^{-3}$	$(-3 \pm 1) \cdot 10^{-5}$ $-1,45 \cdot 10^{-2}$ $5,6 \cdot 10^{-3}$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, в ходе выполнения данной работы проанализированы опыт эксплуатации и состояние реактора СМ-2, созданы испытательные стенды и выполнен комплекс экспериментально-расчетных исследований по обоснованию безопасности, надежности и эксплуатационных характеристик реактора СМ, которые легли в основу самой масштабной реконструкции РУ СМ.

1. Изучены нейтронно-физические характеристики и проведены: анализ безопасности РУ при нарушении нормальных условий эксплуатации, включая аварии; подтверждено соответствие характеристик АЗ (и её элементов) правилам ЯБ; разработаны и осуществлены процессы ядерно-опасных работ; определены потоки нейтронов и энерговыделение в экспериментальных каналах, позволяющие конструировать и создавать ОУ; определены температурный и мощностной коэффициенты реактивности; температурный эффект реактивности; доказано, что эффективность органов СУЗ удовлетворяет требованиям безопасности. Полученные результаты нашли отражение в паспорте РУ, ООБ РУ, в проектной и эксплуатационной документации РУ СМ-3.
2. Определены теплогидравлические характеристики, с помощью которых научно обоснована система (и сама идея) срыва эффекта сифона; обоснован и реализован оригинальный способ индивидуального измерения расхода теплоносителя через все ячейки активной зоны; определены возможные байпасные перетечки и оптимизированы расходы по ячейкам АЗ; получены данные по потокам теплоносителя, позволяющие установить характеристики для безопасной эксплуатации твэлов и ТВС реактора; проверена достаточность ряда проектных решений для исключения аварийных ситуаций.
3. Впервые в практике создания и эксплуатации отечественных ядерных установок исследовательского назначения разработана и реализована в

период пуско-наладочных работ программа комплексных испытаний первого контура РУ СМ-3 в режимах близких к полномасштабным аварийным разгерметизациям в ходе выполнения которой:

- 3.1. получены экспериментальные результаты в подтверждение расчетных математических моделей переходных процессов, проведена проверка правильности функционирования систем безопасности при авариях с течами теплоносителя.
- 3.2. полномасштабными натурными испытаниями подтверждена достаточность противосифонных мер по предотвращению опорожнения реактора и осушения активной зоны при разрывах входных трубопроводов. Четыре отверстия диаметром 16 мм в экране корпуса реактора обеспечивают надежный срыв эффекта сифона в открытом реакторе и ограничивают воздействие «газовой подушки», возникающей под крышкой реактора из-за газовыделения теплоносителя в переходных процессах с падением давления в контуре. Активная зона остается под заливом столба воды высотой не менее 4,5 м.
- 3.3. настроена математическая модель РУ с применением кода RELAP5/MOD3 для анализа аварийных ситуаций. Она верифицирована по результатам комплексных натурных испытаний первого контура реактора СМ-3 в режиме аварийных разгерметизаций.
4. Особенностью проведённых автором исследований и испытаний является то, что они проведены на действующей РУ СМ, что позволяет использовать полученные результаты непосредственно в процессе её дальнейшей эксплуатации. Основные положения диссертации проверены и внедрены в практику эксплуатации РУ.
5. ООБ РУ СМ-3, подготовленный при непосредственном участии автора на основе полученных им результатов исследований, прошёл многократные экспертизы во всех ведущих предприятиях отрасли, что является подтверждением достоверности используемых автором моделей и полученных результатов.

Основное содержание диссертационной работы изложено в следующих публикациях:

1. Калыгин В.В., Гремячкин В.А., Святкин М.Н. и др. Опыт эксплуатации комплекса исследовательских реакторов ГНЦ РФ НИИАР. // Сб. докл. XII ежегодной международной научно-технической конференции Ядерного общества в России «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии», Димитровград: ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 2001, Том 1 с. 49–70.
2. В.А. Гремячкин, М.Н. Святкин. Десятилетие эксплуатации высокопоточного реактора СМ после реконструкции 1991–1992 гг. // Испол-

зование и эксплуатация исследовательских реакторов: тезисы докладов отраслевого совещания. Димитровград, 8–10 июня 2004, с. 89–90.

3. Семидоцкий И.И., Бунаков А.В., Святкин М.Н., Гремячкин В.А. Разработка математической модели исследовательского реактора СМ-2 для анализа аварии типа ЛОСА. // ВАНТ. Серия «Ядерная техника и технология», 1995, вып. 1, с. 29–40.
4. Малков А.П., Краснов Ю.А., Калыгин В.В., Гремячкин В.А. Влияние различных эксплуатационных факторов на эффективность органов СУЗ реактора СМ. // Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998 г, Вып. 4., с. 142–155.
5. Gremyachkin V.A., Klinov A.V, Malkov A.P., et al. SM reactor operating experience after reconstruction in 1991-1992. Proceedings of the International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety (ARS'97). Orlando, Florida, USA, 1997, v. 2, p. 672–678.
6. Бендерская О.С., Гремячкин В.А., Маркин С.А., Николаев В.П. Расчеты аварийных ситуаций при образовании взрывоопасных смесей в локализирующих системах реактора СМ-3. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: ядерная техника и технология, 1995 г., вып. 1, с. 14–18.
7. Klinov A.V., Tzykanov V.A., Kuprienko V.A., Gremyachkin V.A. SM-2 reactor reconstruction and californium-252. Oak Ridge, Tennessee, USA, 1995, Californium-252 workshop p. 17].
8. Л.П. Захарова, Г.И. Гаджиев, В.А. Гремячкин, В.М. Махин. Внешние воздействия на исследовательские реакторы ГНЦ НИИАР. // Расчетно-экспериментальные методы отработки конструкций на стойкость к внешним воздействиям, в том числе и аварийным: сб. докладов VI объединенной конференции ВНИИЭФ и ВНИИТФ. Саров: РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2003, с. 60–65.
9. Авторское свидетельство №1101046. Устройство для облучения образцов в ядерном реакторе / Ю.Н. Исаев, В.Ш. Сулаберидзе, Л.Т. Федотов, В.А. Гремячкин // ВИИПИ, 1984.
10. Авторское свидетельство №1380413. Способ определения скорости коррозии металлов / С.В. Середкин, В.А. Гремячкин // ВИИПИ, 1987.
11. Авторское свидетельство №1245071. Способ определения скорости коррозии металлов / С.В. Середкин, Б.В. Самсонов, В.А. Гремячкин // ВИИПИ, 1986.
12. Авторское свидетельство №1429383. Способ очистки водного теплоносителя ядерного реактора / А.К. Фрей, В.А. Куприенко, В.А. Гремячкин, В.М. и др. // ВНИИПИ, 1988.