

На правах рукописи

ДРУЖИНИН ВЛАДИМИР ЕВГЕНЬЕВИЧ

**РЕШЕНИЕ ЗАДАЧ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ И СОПРОВОЖДЕНИЯ
ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРОВ РБМК**

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

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Автор:



Москва 2014

Работа выполнена в ОАО «Всероссийский научно-исследовательский институт
по эксплуатации атомных электростанций»
(ОАО «ВНИИАЭС»)

НАУЧНЫЙ РУКОВОДИТЕЛЬ: Доктор физико-математических наук, профессор
Щукин Николай Васильевич, НИЯУ МИФИ

ОФИЦИАЛЬНЫЕ ОППОНЕНТЫ: Доктор технических наук
Ельшин Александр Всеволодович,
начальник отдела
ФГУП «Научно-исследовательский
технологический институт
имени А.П. Александрова»

Кандидат технических наук
Стенбок Игорь Александрович,
главный научный сотрудник
ОАО «Ордена Ленина Научно-исследовательский
и конструкторский институт энерготехники
имени Н.А. Доллежала»

ВЕДУЩАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ: НИЦ «Курчатовский институт»

Защита состоится «___» октября 2014 г. в 15 час 00 мин
на заседании диссертационного совета Д 212.130.04 НИЯУ МИФИ
по адресу: 115409, г. Москва, Каширское шоссе д.31

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке НИЯУ МИФИ

Автореферат разослан «___» _____ 2014 г.

Просим принять участие в работе совета или прислать отзыв в двух экземплярах,
заверенных печатью организации, по адресу НИЯУ МИФИ

Ученый секретарь диссертационного совета,
д.ф.-м.н., профессор



И.И. Чернов

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы. Установленная мощность реакторов РБМК-1000 в настоящее время составляет 11 ГВт. В 2013 г. на энергоблоках Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС было выработано 62 643,3 млн. кВт·ч электроэнергии, что составляет 36,4 % энергии, выработанной на АЭС России. Несмотря на то, что в связи с радиационными повреждениями графитовой кладки реакторы РБМК вступили в завершающую фазу эксплуатации, они продолжают играть важнейшую роль в производстве энергии на АЭС. После аварии на Чернобыльской АЭС на РБМК был реализован комплекс мероприятий по повышению безопасности. Для их разработки и выполнения потребовался большой объем расчетных исследований по подготовке обоснований безопасности, сопровождению внедрения новых элементов конструкции активных зон, улучшению, повышению точности расчетов и обеспечению контроля НФХ, совершенствованию режимов эксплуатации.

Актуальность представленной работы заключается в том, что ее результаты, направленные на улучшение, повышение точности расчетов и контроля НФХ, разработку расчетно-информационных систем, внедрены на АЭС с РБМК и внесли конкретный вклад в обеспечение эксплуатации и повышение их безопасности.

Цель работы. Повышение безопасности, улучшение и повышение точности контроля нейтронно-физических характеристик и поддержка эксплуатации АЭС с РБМК. Для достижения поставленной цели решены следующие задачи.

1. Обоснование и сопровождение внедрения мероприятий по повышению безопасности и обеспечение контроля НФХ при их реализации.
2. Разработка и обоснование методики планирования перегрузок топлива.
3. Повышение точности расчетов НФХ за счет адаптации и внедрение прецизионных кодов в практику эксплуатационных расчетов РБМК.
4. Разработка и внедрение расчетно-информационных систем сопровождения и поддержки эксплуатации.
5. Подготовка руководящих и методических документов по эксплуатации.

Направления исследований. Расчеты НФХ по инженерным и прецизионным кодам, анализ НФХ, разработка и внедрение расчетно-информационных систем.

Методы исследования, достоверность и обоснованность результатов.

Для решения задач использовались численные методы решения уравнения переноса нейтронов и математическое моделирование с использованием верифицированных и аттестованных инженерных и прецизионных расчетных кодов. Достоверность результатов обеспечена выбором методик проведения исследований, подтверждается данными измерений и прецизионных расчетов, опытом эксплуатации реакторов и результатами приемочных испытаний разработанных систем.

Научна новизна.

Разработаны расчетные модели, схемы и способы расчетов НФХ, использованные для обоснования и внедрения мероприятий по повышению безопасности, разработки и внедрения методики планирования перегрузок топлива и обеспечения комплексного анализа и контроля изменения НФХ.

Впервые реализован систематический неоперативный и оперативный расчетный контроль НФХ энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС.

Впервые выполнен комплекс работ по внедрению в практику расчетного сопровождения эксплуатации РБМК прецизионных кодов, основанных на методе Монте-Карло, направленный на повышение точности расчетов НФХ, подготовку библиотек нейтронно-физических констант и верификацию расчетных кодов комплекса ЭНЕРГИЯ.

С использованием современных расчетных кодов, средств автоматизации подготовки и визуализации информации разработан и впервые внедрен на АЭС ряд принципиально новых расчетно-информационных систем сопровождения и поддержки эксплуатации РБМК.

Новизна предложенных технических решений подтверждена 4 патентами.

Практическая значимость.

Результаты расчетных исследований, разработанные модели расчетов НФХ, расчетные обоснования, рекомендации, методические и руководящие документы использованы на АЭС с РБМК-1000 для обеспечения эксплуатации, повышения ядерной безопасности, улучшения топливоиспользования, обеспечения проведения ремонтов с заменой технологических каналов и модернизации систем, важных для безопасности.

Разработанная система расчетного контроля НФХ обеспечивает подготовку рекомендаций и поддержание НФХ в установленных пределах на 11 энергоблоках РБМК. Планирование перегрузок топлива на АЭС с РБМК осуществляется с использованием «Типовой методики планирования перегрузок на АЭС с реакторами РБМК-1000» и расчетных рекомендаций, подготовленных в результате выполнения работы.

В практику эксплуатационных расчетов РБМК внедрен пакет прецизионных программ MSU, который используется для расчетов расширенного набора функционалов реакторов, подготовки библиотек нейтронно-физических констант и верификации инженерных расчетных кодов.

С использованием разработанных расчетно-информационных систем поддержки и сопровождения эксплуатации выполняются расчеты технологических параметров, осуществляется информационная поддержка операторов, персонала АЭС, Кризисного центра ОАО «Концерн Росэнергоатом» и Центров технической поддержки, проводится формирование архива технологических параметров РБМК.

Внедрение результатов работы подтверждено актом о внедрении Смоленской АЭС (рег. № 24-11/924 от 30.10.2013) и актами приемочных испытаний.

Основные положения, выносимые на защиту.

Результаты расчетных исследований и подготовленные с их использованием обоснования безопасности, технические решения, программы ядерно-опасных работ и рекомендации по повышению ядерной безопасности, улучшению НФХ и обеспечению эксплуатации РБМК-1000.

Результаты работ по организации и обеспечению расчетного контроля НФХ РБМК-1000, направленные на поддержание НФХ в установленных пределах.

Результаты разработки и обоснования методики планирования перегрузок топлива на АЭС с РБМК в условиях перехода на уран-эрбиевое топливо и КРО.

Результаты работ по адаптации и внедрению в практику эксплуатационных расчетов РБМК прецизионных кодов для расчетов НФХ, подготовки константного обеспечения и верификации инженерных расчетных кодов.

Результаты разработки и внедрения систем расчетно-информационной поддержки и сопровождения эксплуатации РБМК.

Апробация работы.

Основные положения диссертации докладывались на следующих конференциях, семинарах и совещаниях: Всесоюзные и международные семинары по проблемам физики реакторов (МИФИ, СОЛ «Волга», 1989, 1993, 1995, 1998, 2000, 2006, 2008, 2010, 2012 г.г.); IV, V, VII, VIII и IX Международные научно-технические конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (ОАО «Концерн Росэнергоатом», 2004, 2006, 2010, 2012, 2014 г.г.); Межведомственные семинары «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» «НЕЙТРОНИКА», (ГНЦ РФ-ФЭИ, 2005, 2011, 2012 г.г.); Международная научно-техническая конференция «Канальные реакторы: проблемы и решения» (ФГУП НИКИЭТ, Москва-Курчатов, 2004 г.); Научная сессия МИФИ (НИЯУ МИФИ, 2004, 2013 г.г.).

Публикации.

По теме диссертации опубликовано 50 работ в научных журналах и сборниках трудов Международных и Российских конференций, совещаний и семинаров, в том числе 12 статей в реферируемых изданиях из перечня ВАК РФ и 4 патента.

Личный вклад автора.

При непосредственном участии и лично автором в качестве исполнителя и руководителя работ:

– разработаны расчетные модели, проведены расчеты НФХ, подготовлены обоснования безопасности и выполнены работы по сопровождению мероприятий по улучшению НФХ РБМК;

- разработана и эксплуатируется система расчетного контроля НФХ энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС;
- разработана и внедрена отраслевая методика планирования перегрузок ТК;
- выполнены работы по адаптации и внедрению прецизионных кодов в практику эксплуатационных расчетов РБМК;
- разработаны и внедрены расчетно-информационные системы поддержки и сопровождения эксплуатации РБМК.

Объем и структура работы. Диссертация состоит из введения, трех глав, заключения, списка литературы и пяти приложений; изложена на 136 страницах, содержит 31 рисунок и 27 таблиц (приложения содержат 16 рисунков и 7 таблиц); список используемой литературы включает 148 наименований.

Основное содержание работы.

Во введении обоснована актуальность работы, сформулирована цель и решаемые задачи, указана новизна и практическая значимость работы, изложены основные положения, выносимые на защиту. Сформулированы задачи и определена роль нейтронно-физических расчетов в сопровождении эксплуатации РБМК, приведен краткий обзор используемых аттестованных нейтронно-физических расчетных кодов.

Глава 1 посвящена работам по повышению безопасности и улучшению НФХ РБМК-1000. Проведен анализ изменения НФХ на этапах реализации мероприятий по повышению безопасности, обеспечивших снижение парового коэффициента реактивности и эффекта КОСУЗ, перевод реакторов на уран-эрбиевое топливо и модернизацию систем, важных для безопасности. Значения основных НФХ РБМК на этапах повышения безопасности приведены в таблице 1.

Таблица 1 – Основные нейтронно-физические характеристики РБМК-1000.

Энергоблок	ЧАЭС-4	САЭС-3	КАЭС-1	САЭС-2	ЛАЭС-1
Состояние	Проект	После СМ-90	Внедр. КСКУЗ	Внедр. КСКУЗ	Ремонт кладки
Дата	23.04.86	28.10.98	10.12.02	11.12.13	23.01.14
Мощность, МВт _(тепловых)	3200	3110	3160	3138	3016
Паровой коэф. р-ти, $\beta_{эф}$	4,1	0,5	0,6	0,6	0,8
Быстр. мощн. коэф. р-ти, $10^{-4} \beta_{эф}/\text{МВт}$	0,45	- 2,4	- 2,3	- 2,6	- 2,8
Эффект обезвож. КМПЦ, $\beta_{эф}$	2,2	- 0,2	0,1	0,26	0,76
Эффект обезвож. КОСУЗ, $\beta_{эф}$	4,4	4,3	1,7	0,63	0,62

Результаты анализа причин аварии на Чернобыльской АЭС показали, что основными факторами, обусловившими протекания аварии явились: недостаток конструкции стержней СУЗ, приводивший к росту реактивности при вводе стержней в активную зону; наличие большого положительного парового коэффициента реактивности; «нерегламентный» режим эксплуатации реактора с низким ОЗР, параметрами теплоносителя, находящегося на границе закипания, и выбегом ГЦН. Именно эти факторы определили характер первоочередных мероприятий по повышению безопасности.

Конструктивный недостаток стержней СУЗ было устранен сначала за счет изменения положения стержней сб. 2091, а затем внедрения стержней сб. 2091-01 усовершенствованной конструкции. Снижение парового коэффициента реактивности на первом этапе осуществлялось за счет установки в активную зону реакторов решетки из 80 ДП и увеличения ОЗР на стержнях СУЗ. Реализация этих мер потребовала проведения серии расчетов по формированию загрузки активных зон с заменой более 250 выгоревших ТВС на свежие. Опыт формирования загрузки активных зон позднее был использован при разработке и обосновании методики планирования перегрузок топлива.

Повышение обогащения топлива с 2,0 % до 2,4 % по ^{235}U увеличило глубину выгорания выгружаемого топлива, но слабо повлияло на снижение парового коэффициента реактивности. Кардинально решить проблему снижения парового коэффициента реактивности и улучшения параметров топливоиспользования позволил перевод РБМК на уран-эрбиевое топливо с обогащением 2,6% по ^{235}U (с 0,41 % Er), а затем на топливо с обогащением 2,8% по ^{235}U (с 0,60% Er).

Положительный эффект обезвоживания КОСУЗ РБМК обусловлен наличием воды в телескопической части стержней СУЗ сб. 2091-01. Его снижение (таблица 1) стало следующим направлением повышения безопасности. Снижение эффекта до величины $\sim 2,0 \beta_{\text{эф}}$ выполнено за счет перевода реакторов на стержни СУЗ с ленточным поглощающим звеном (сб. 2477-01). Возникающее при этом увеличение парового коэффициента реактивности компенсировалось внедрением более эффективных ДП кассетной конструкции (сб. 2641). На основании расчетных исследований была принята стратегия поэтапной замены стержней СУЗ сб. 2091-01 на стержни сб. 2477-01 партиями по 20–25 штук с опережающей заменой ДП сб. 1814 на ДП сб. 2641. Для их внедрения был подготовлен комплект технических решения и обоснований безопасности (дополнений к ТООБ РУ), содержащие анализ изменений НФХ в условиях нормальной эксплуатации и в аварийных режимах. Дальнейшее снижение эффекта обезвоживания контура охлаждения СУЗ осуществлялось за счет внедрения КРО, в которых поглощающие элементы перемещаются в «сухих» каналах герметичной гильзы.

Внедрение КРО на АЭС с РБМК проводилось партиями по 25 ÷ 50 штук и обеспечило снижение эффекта обезвоживания контура охлаждения СУЗ на всех энергоблоках до величины менее $1,0 \beta_{эф}$.

При реализации мероприятий по повышению безопасности РБМК, связанных с внедрением новых типов топлива, стержней СУЗ и ДП, происходит значительное изменение парового, быстрого мощностного коэффициентов реактивности, подкритичности, эффектов обезвоживания и других НФХ. В связи с этим эксплуатирующая организация поставила перед ОАО «ВНИИАЭС» задачу обеспечения систематического контроля НФХ АЭС с РБМК. Возможность ее решения определялось тремя факторами: передачей данных о состоянии РУ для проведения расчетов, наличием обоснованных пределов НФХ и аттестованных расчетных кодов.

Обоснование эксплуатационных пределов НФХ паспорта РУ было разработано при поддержке ОАО «НИКИЭТ» и НИЦ «Курчатовский институт» на основе анализа эффектов (коэффициентов) реактивности и результатов моделирования аварийных режимов. Пределы, порядок проведения расчетов и контроля НФХ оформлены в виде руководящего документа по эксплуатации и внедрены на всех АЭС с РБМК. Для расчетов НФХ были адаптированы аттестованные расчетные коды комплекса программ ЭНЕРГИЯ. Подготовка и передача данных о состоянии РУ реализована с использованием программно-технических средств связи со штатными системами контроля энергоблоков и каналов связи Кризисного центра эксплуатирующей организации.

Решение этих задач позволило сформировать в ОАО «ВНИИАЭС» систему расчетного контроля НФХ РБМК. В рамках этой системы проводится контроль НФХ и параметров, характеризующих качество формирования загрузок активных зон, анализируются тенденции их изменения и осуществляется подготовка рекомендаций по их поддержанию в установленных диапазонах. Кроме этого, выполняются расчеты НФХ для согласования перегрузок ТК во время ремонтов, согласования загрузок активных зон и порядков извлечения стержней СУЗ для вывода реакторов в критические состояния, а также проводится обработка результатов измерений НФХ.

Эти работы, наряду с контролем НФХ, осуществляемым на АЭС, позволяют эксплуатировать энергоблоки Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС без нарушений пределов НФХ и улучшить качество формирования загрузок активных зон.

Задача оптимизации проведения массовых перегрузок ТК на остановленном реакторе и формирования загрузки активной зоны перед пуском актуальна при проведении ремонтных работ по замене ТК, внедрении КСКУЗ и проведении работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки. Проектом для их решения предусмотрена выгрузка ТВС и ДП в БВ, а затем загрузка в активную зону. Для обеспечения этих работ при заполненных БВ, сокращения объемов работ по транспорти-

ровке, снижения вероятности повреждения ТВС и дозовых нагрузок на персонал была предложена следующая схема проведения перегрузок ТК:

- выгрузка партии ТВС в БВ для проведения ремонта ТК (от 50 до 200 шт.);
- последовательная перегрузка (перестановка) групп ТВС в ТК, признанные пригодными для эксплуатации после ремонта.

Проведенные расчетные исследования и разработанная схема расчетного сопровождения позволили формализовать и обосновать набор технологических ограничений, обеспечивающих ядерную безопасность при перестановках ТВС и формирование пусковой загрузки активных зон с заданными свойствами. Описанная схема перегрузок многократно использована на энергоблоках Смоленской и Курской АЭС.

Специфика задач обеспечения ядерной безопасности РБМК при модернизации спецсистем с внедрением КСКУЗ обусловлена необходимостью перевода реактора под контроль временной СУЗ-В, изменением функциональных групп стержней СУЗ, проведением массовых перегрузок топлива при установке второй системы ВРД, изменении решетки ДП и проведении контроля и замены ТК.

Анализ последовательности проведения ядерно-опасных работ на остановленном реакторе проводился исходя из условий обеспечения работ по замене спецсистем, сокращения сроков и объемов работ по перегрузкам ТК. С учетом обеспечения требований НД по безопасности и расчетных исследований сформирована следующая последовательность выполнения ядерно-опасных работ при внедрении КСКУЗ:

- 1) перевод контроля и защиты реактора на временную СУЗ-В;
- 2) формирование новой топливной загрузки реактора (контроль и замена ТК);
- 3) формирование функциональных групп стержней СУЗ;
- 4) испытания работоспособности КСКУЗ под контролем СУЗ-В;
- 5) передача функций контроля, управления и защиты реактора с СУЗ-В на КСКУЗ;
- 6) измерения НФХ реактора на физических и энергетических уровнях мощности.

Монтаж, наладка и испытания оборудования КСКУЗ и других спецсистем выполняется на этапах 2 и 3 при контроле и защите реактора СУЗ-В.

При подготовке обоснований безопасности и программ ядерно-опасных работ по этапам 1, 2, 3, 5 и 6 основное внимание уделено обеспечению подкритичности реактора с учетом обезвоживания групп ТК, извлечения стержней СУЗ и ДП, работоспособности датчиков СУЗ-В и эффективности стержней АЗ СУЗ-В и АЗ КСКУЗ.

Работы по подготовке обоснований безопасности и сопровождению внедрения КСКУЗ были выполнены для энергоблоков №№ 1÷4 Курской АЭС и №№ 1÷4 Ленинградской АЭС и энергоблоков №№ 1 и 2 Смоленской АЭС. Результаты измерений НФХ после внедрения КСКУЗ подтвердили, что нейтронно-физические характеристики находятся в установленных пределах и хорошо совпадают с результатами рас-

четов по аттестованным кодам.

Состояние ядерной безопасности и НФХ реакторов РБМК-1000 после реализации мероприятий по повышению безопасности и внедрения КСКУЗ можно охарактеризовать следующими свойствами:

– внутренней самозащищенностью за счет отрицательных обратных связей по мощности и температуре топлива;

– малой величиной эффектов реактивности, связанных с изменением плотности теплоносителя в активной зоне при работе в энергетическом режиме.

Подготовка и обоснование методики планирования перегрузок ТК проведена для условий перевода реакторов РБМК на уран-эрбиевое топливо с обогащением 2,8 % и КРО. Методика разрабатывалась с целью: формализации этапов процедуры планирования перегрузок ТК; формирования набора технологических ограничений; определения критериев приемлемости перегрузок и качества формирования загрузки активной зоны; подготовки рекомендаций по рациональному использованию ядерного топлива.

Задача планирования перегрузок ТК для РБМК разделена на стратегию перегрузок и текущее планирование. Стратегия перегрузок формируется на основе расчетных исследований по моделированию работы реактора на длительный период с учетом особенностей конструкции активной зоны и условий эксплуатации. Как правило, при этом решается оптимизационная задача с целевой функцией в виде расхода топлива с учетом ограничений на значения технологических параметров и НФХ.

Задача текущего планирования перегрузок формализована в следующем виде. На первом этапе формируется множество каналов-кандидатов на перегрузку с учетом глубины выгорания ТВС и технологических ограничений на перегрузку:

$$P = (M / (M1 \cup M2)) \cup M3, \quad (1)$$

где P - множество каналов-кандидатов на перегрузку, M - совокупность всех ТК в активной зоне, $M1$ - совокупность ТК с глубиной выгорания меньше заданной (для каждого типа ТК), $M2$ - совокупность ТК, запрещенных к перегрузке, $M3$ - совокупность ТК, рекомендуемых в кандидаты по технологическим причинам.

Из сформированного списка каналов-кандидатов намечается N каналов таких, что при заданном фиксированном положении стержней СУЗ перегрузка N каналов формирует столбец \mathbf{W} РЭ, наиболее близкого к заданному регламентированному профилю РЭ $\mathbf{W}^{\text{рег}}$. Далее проводится проверка выполнения расчетных критериев, обеспечивающих формирование физически равномерной загрузки активной зоны реактора. Для этого используется 2D или 3D решение условно-критической задачи:

$$\mathbf{W} = \frac{1}{k_{\text{эф}}} \mathbf{A} \mathbf{W}. \quad (2)$$

Оператор \mathbf{A} описывает процессы деления, поглощения и диффузии нейтронов.

Рассмотрим оптимизационную задачу по нахождению набора $\{K_i\}_{i=1}^N$ координат N каналов из множества P такого, чтобы после загрузки свежих ТВС в каналы с координатами $\{K_i\}_{i=1}^N$ достигался минимум нормы $\|\mathbf{W} - \mathbf{W}^{\text{регл}}\|$.

Здесь \mathbf{W} - решение уравнения (2) при заданном положении стержней СУЗ.

Решение оптимизационной задачи находится путем перебора всех возможных вариантов. Вполне приемлемый для практики компромисс между точностью и временем получения результата дает следующий подход.

Для каждого канала (из множества P) вычисляется коэффициент α_i :

$$\alpha_i = \left(\sum_{l \in \Pi_i} W_l^{\text{регл}} \omega_l \right) / \left(\sum_{l \in \Pi_i} W_l \omega_l \right), \quad (3)$$

где W_l определяется из уравнения (2), l – номер канала, ω_l - весовые множители.

В соотношении (3) суммирование ведется по номерам каналов из полячейки Π_i размера 5×5 каналов, в центре которой расположен i -й канал. Перегружается принадлежащий множеству P канал с максимальным α_i .

Подготовка $\mathbf{W}^{\text{регл}}$ осуществляется на основе типового профиля РЭ по радиусу активной зоны реактора (рисунок 1), откорректированного на расположение стержней АЗ и «стандартное» положение стержней СУЗ.

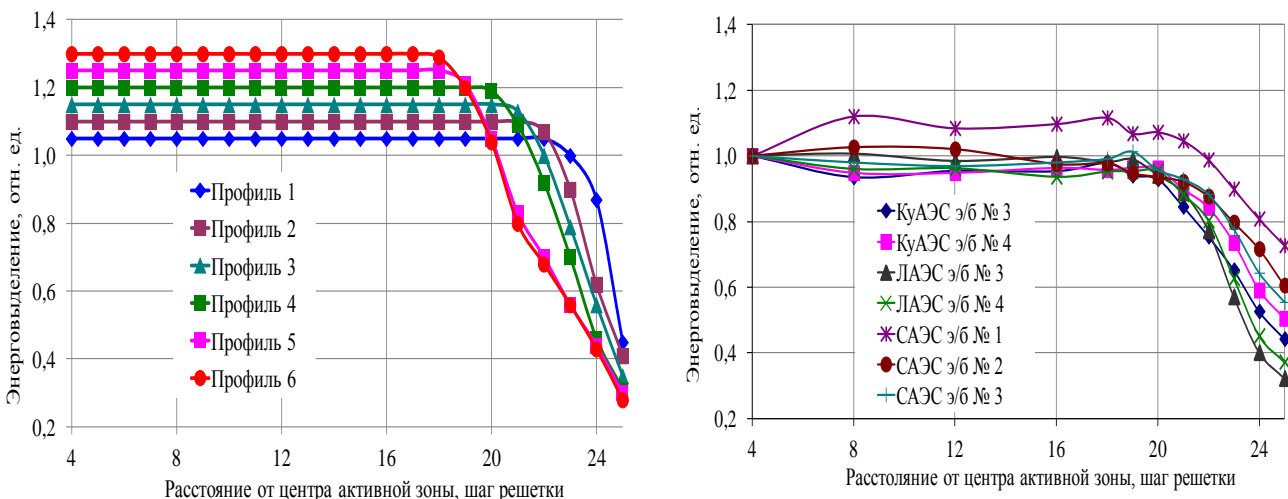


Рисунок 1 – Регламентированные (слева) и реальные профили (справа) РЭ по радиусу активной зоны.

Далее проводятся расчеты по проверке выполнения критериев приемлемости перегрузки по значениям коэффициентов неравномерности РЭ для «возмущенного» состояния (после перегрузки) и расчет по проверке возможности компенсации РЭ и линейной тепловой нагрузки на твэл стержнями СУЗ. При нарушении этих ограничений перегрузка отбраковывается.

При расчете нескольких перегрузок приращение энерговыработки i -й ТВС за время ΔT между двумя последовательными перегрузками определяется по формулам:

$$\Delta E_i = W_i \Delta T C, \quad (4)$$

$$C = P_p / \sum_{i=1}^{N_{\text{ТВС}}} W_i, \quad (5)$$

где: P_p - тепловая мощность реактора, $N_{\text{ТВС}}$ - число ТВС в реакторе.

Технологические ограничения на перегрузку ТК подготовлены на основании требований проекта и технологического регламента по эксплуатации. В качестве ограничений по значениям НФХ используются пределы НФХ паспорта РУ. На основании расчетных исследований обоснованы расчетные критерии приемлемости при планировании перегрузок по величине радиальных коэффициентов неравномерности РЭ в различных состояниях реактора.

Для обоснования методики планирования перегрузок и подготовки рекомендаций по ее внедрению был разработан модульный пакет прикладных программ ОПЕРА-М, в котором используются аттестованные расчетные коды комплекса ЭНЕРГИЯ. С его использованием проведены расчетные исследования, обеспечившие выбор регламентированных профилей РЭ по радиусу активной зоны и двумерных регламентированной форм РЭ, отличающихся радиусом зоны плато и спадом РЭ на периферии активной зоны, определяющим долю радиальной утечки нейтронов.

На основании результатов моделирования подготовлена «Типовая методика планирования перегрузок на АЭС с реакторами РБМК» и рекомендации по ее внедрению, обеспечивающие, например, направленное планирование перегрузок с увеличением подкритичности РБМК первого поколения за счет изменения аксиальных профилей выгорания ТВС при увеличении доли ОЗР на стержнях УСП или полностью погруженных стержнях РР. При внедрении методики подготовлены расчетные оценки влияния величины ОЗР и различных типов перестановок ТК на расход топлива. Расчетные исследования подтвердили возможность поддержания НФХ РБМК-1000 при переводе на уран-эрибиевое топливо с обогащением 2,8 % и КРО в установленных диапазонах и возможность их улучшения при планировании перегрузок топлива с использованием методики.

В главе 2 описан комплекс работ по повышению точности расчетов НФХ за счет внедрения в практику эксплуатационных расчетов РБМК прецизионных кодов семейства MCSU, использующих метод Монте-Карло.

Использование прецизионных кодов для эксплуатационных расчетов обусловлено возросшими требованиями нормативных документов по безопасности, внедрением элементов конструкции активных зон сложной конструкции, необходимостью

повышения точности расчетов НФХ. При решении задач сопровождения эксплуатации использование прецизионных кодов позволяет:

- значительно расширить круг регистрируемых расчетных функционалов, экспериментальное измерение которых невозможно (скорости реакций, интегральные потоки, токи и т.п.) и восполнить отсутствующие экспериментальные данные результатами прецизионных расчетов;
- создать надежную вычислительную платформу для расчета сложных элементов конструкции активных зон и решить проблемы верификации инженерных кодов в широком диапазоне параметров.

Работы по адаптации и внедрению пакета программ MSU велись по следующим направлениям:

- уточнение данных по геометрии и материальному составу элементов конструкции активных зон и подготовка их описания на языке комбинаторной геометрии;
- создание базы данных результатов прецизионных расчетов различных функционалов ячеек и полиячеек;
- разработка модели и подготовка библиотек нуклидных составов для ТВС РБМК в зависимости от выгорания;
- автоматизация подготовки исходных данных и обработки результатов расчетов полномасштабных загрузок РБМК;
- разработка методики подготовки исходных данных для прецизионных расчетов полномасштабных загрузок с учетом трехмерного распределения выгорания топлива, температур и т.д.

В настоящее время база данных прецизионных расчетных тестов содержит десятки тысяч результатов расчетов двухмерных и трехмерных полиячеек РБМК. Для хранения, автоматизации поиска и сравнения результатов расчетов разработано клиент-серверное приложение с проблемно-ориентированной базой данных.

Расчеты полномасштабных загрузок РБМК проводятся с разбивкой активной зоны реактора на области (ноды) размером $25 \times 25 \times 50$ см. Материальный состав, температуры и плотности материалов в каждой ноде постоянны.

Для автоматизации подготовки данных при проведении прецизионных расчетов полномасштабных загрузок РБМК разработана программа КДМК – специализированный препроцессор, который использует информацию о геометрии и материальном составе элементов конструкции активной зоны, размещенную во внутренних библиотеках (объемом около 130 мегабайт), дополняет эту информацию данными о состоянии активной зоны, полученными из системы контроля реактора и результатов расчетов по инженерным кодам, и формирует файл в формате входных данных MSU. Программная часть КДМК выполнена в виде консольного приложения, что позволяет

существенно сократить время подготовки серий вариантов, минимизировать количество ошибок и проводить анализ результатов расчетов.

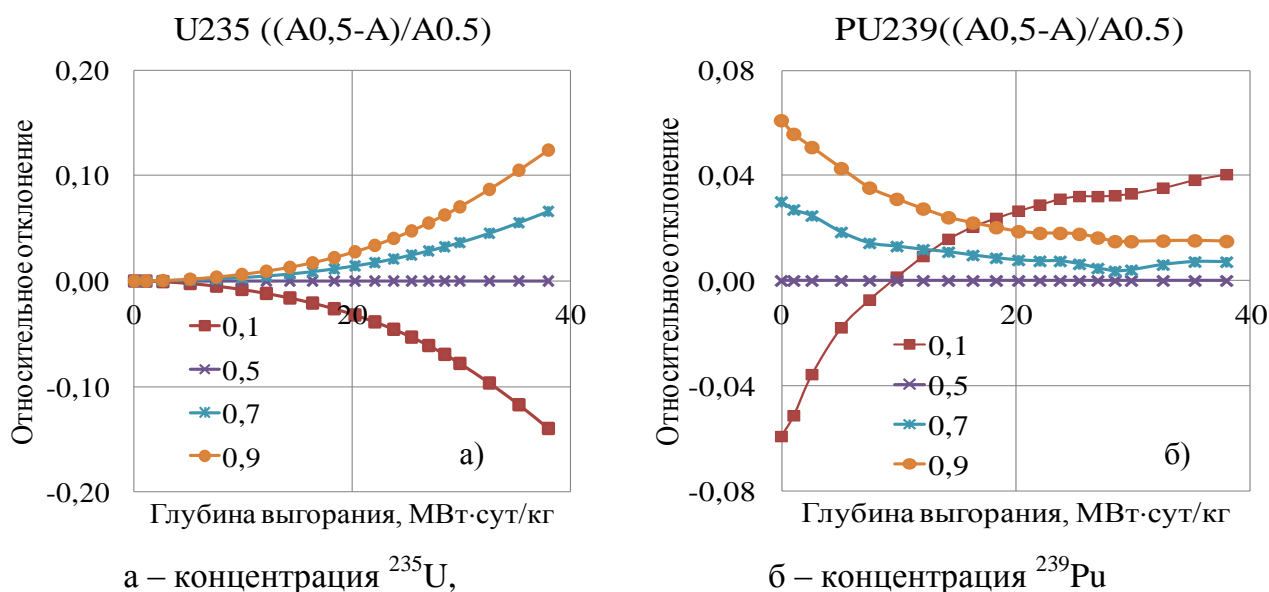
Статус прецизионных расчетов полномасштабных загрузок активных зон был значительно повышен после завершения разработчиками верификации и аттестации кода MCU-REA/1 для расчетов НФХ полномасштабных загрузок РБМК.

Основные направления использования кода MCU в ОАО «ВНИИАЭС»:

- исследования НФХ элементов конструкции активных зон и подготовка библиотек мало групповых констант для инженерных кодов;
- верификация инженерных кодов;
- прецизионные расчеты НФХ (коэффициентов и эффектов реактивности, РЭ и т.д.) полномасштабных загрузок РБМК.

Опыт использования прецизионных кодов семейства MCU подтвердил их высокую точность и эффективность для решения задач, возникающих в процессе эксплуатации реакторов РБМК-1000.

Спектр задач сопровождения эксплуатации РБМК-1000, которые в настоящее время решаются с использованием MCU, достаточно широк. Например, выполнены расчетные исследования влияния «исторической» плотности теплоносителя (при которой происходит выгорание топлива в реакторе) на изменение изотопного состава топлива в процессе выгорания. На рисунке 2 приведено относительное отклонение ядерных концентраций ^{235}U и ^{239}Pu в процессе выгорания уран-эрбиевого топлива с обогащением 2,8% при «исторических» плотностях теплоносителя 0,1 г/см³, 0,7 г/см³ и 0,9 г/см³ от концентраций при средней величины 0,5 г/см³ (A0.5 на рисунке 2).



а – концентрация ^{235}U , б – концентрация ^{239}Pu
 Рисунок 2 – Относительное отклонение ядерных концентраций ^{235}U и ^{239}Pu от выгорания при разной «исторической» плотности теплоносителя.

Уточненные результаты расчетов изотопного состава топлива использованы при подготовке многопараметрической библиотеки нейтронно-физических констант комплекса ЭНЕГИЯ и библиотек изотопного состава топлива для прецизионных расчетов полномасштабных загрузок РБМК-1000 по коду MSU.

С помощью MSU решена задача анализа изменения размножающих свойств и РЭ при аварийных ситуациях с разгерметизацией гильз КРО. По результатам прецизионных расчетов подготовлены «шаблоны» изменения РЭ для диагностики заполнения гильзы КРО водой на работающем реакторе.

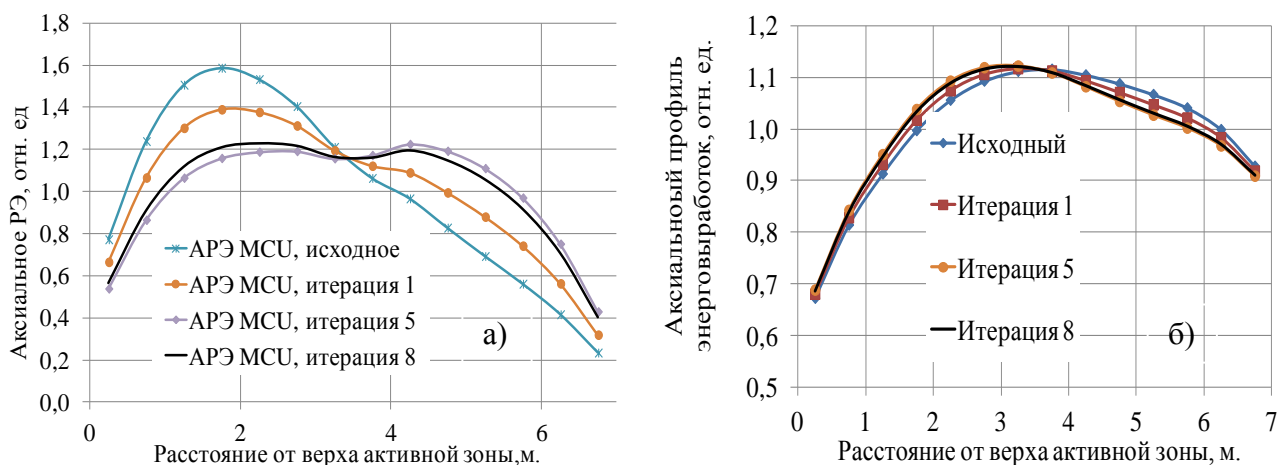
При подготовке обоснований безопасности эксплуатации РБМК-1000 после проведения массовых перегрузок топлива при контроле и замене ТК, внедрении КСКУЗ или проведении ремонта графитовой кладки сложилась устойчивая практика использования расчетных оценок НФХ, полученных по нескольким независимым расчетным кодам, включая MSU.

В НИЦ «Курчатовский институт» была разработана версия кода MSU-5 с распараллеливанием вычислений. Ее использование на многопроцессорных ЭВМ позволило значительно расширить круг прецизионных расчетов РБМК. Появилась возможность проведения представительного прецизионного расчёта трёхмерного РЭ полномасштабных загрузок реакторов с корректировкой параметров расчетной модели по показаниям ВРД.

Для реакторов РБМК такой подход широко практикуется при использовании инженерных кодов. При прецизионных расчетах эффектов реактивности используются трехмерные энерговыработки ТВС, откорректированные (в пределах погрешности их определения: $2 \div 3$ %) с помощью инженерного кода на показания ВРД. Эта коррекция снижает отклонение результатов прецизионного РЭ от показаний ВРД (СКО снижается с 20% до 8 %) и обеспечивает корректный расчет эффектов реактивности. Однако для прецизионных расчетов РЭ такая точность недостаточна.

Задача корректировки параметров прецизионной модели на показания ВРД была решена впервые в совместной работе ОАО «ВНИИАЭС», ОАО «НИКИЭИ» и НИЦ «Курчатовский институт» в 2011 г. Для ее решения был проведен комплекс исследований и подготовлены рекомендации по выбору параметров расчета, обеспечивающих требуемую точность расчета РЭ (1% точности расчета РЭ достигается при моделировании ~ 1 млрд. историй). Корректировка прецизионной расчетной модели по показаниям ВРД осуществлялась за счет изменения с помощью специальных гладких функций интегральных по высоте и аксиальных профилей энерговыработок ТВС. Расчетные исследования, проведенные для различных состояний РБМК, позволяют сделать вывод, что процедура корректировки параметров прецизионной расчетной модели позволяет снизить среднеквадратическое отклонение РЭ от показаний ВРД до

величины 3÷5 %, причем отклонение результатов расчетов РЭ от показаний образцовых детекторов, которые используются для градуировки ВРД, составляет меньшую величину. Пример результатов прецизионных расчетов РЭ реактора энергоблока № 1 Смоленской АЭС приведен на рисунке 3. Интегральные по высоте энерговыработки ТВС и их аксиальное распределение корректировались на восьми итерациях. На рисунке показано изменение среднего аксиального распределения энерговыделения (АРЭ MCU) и среднего аксиального профиля энерговыработок ТВС в ходе итераций.



а – аксиальный профиль РЭ

б – аксиальный профиль энерговыработок

Рисунок 3 – Изменение среднего аксиального РЭ и среднего аксиального профиля энерговыработок в ходе итераций.

При восстановлении РЭ по алгоритму программы ПРИЗМА-М с использованием в качестве опорного нейтронно-физического расчета РЭ по MCU и по аттестованному коду POLARIS среднеквадратическое отклонение РЭ не превышает 2%, что подтверждает корректность прецизионных расчетов РЭ.

В результате исследований по проведению прецизионных расчетов РЭ был сформирован набор реперных состояний использованных для верификации инженерных кодов комплекса ЭНЕРГИЯ и их константного обеспечения.

В главе 3 описаны результаты разработки расчетно-информационных систем поддержки и сопровождения эксплуатации РБМК, разработанных с использованием программ комплекса ЭНЕРГИЯ. Возможность применения программ комплекса в оперативном режиме была обеспечена совершенствованием библиотеки нейтронно-физических констант, повышением точности расчетов НФХ, проведенной верификацией, накопленным опытом эксплуатационных расчетов, а также развитием современной вычислительной техники и средств визуализации информации.

Комплексная задача проведения оперативных расчетов технологических параметров и информационной поддержки операторов РБМК с использованием совре-

менных вычислительных средств была сформулирована при выполнении первого этапа модернизации системы контроля энергоблоков Смоленской АЭС, за счет внедрения локальной сети верхнего уровня (ЛСВУ) системы СКАЛА, конструктивно представляющей собой вычислительную сеть на базе компьютеров в промышленном исполнении, в состав которой входили сетевое оборудование, сервера, РСО технологов и программно-технические средства связи с ЭВМ УВМ В-3М штатной системы контроля. В соответствии техническим заданием поставку оборудования для ЛСВУ выполнил НПП ВНИИЭМ, а разработку программного обеспечения ОАО «ВНИИАЭС». ЛСВУ обеспечивает:

- совместную работу с УВМ В3-М в качестве источника данных с переводом основных вычислительных функций в ЛСВУ;
- выполнение основных вычислительных функций и информационную поддержку операторов БЩУ-О на дисплейных средствах.

В состав специального математического обеспечения ЛСВУ был впервые введен трехмерный нейтронно-физический код POLARIS для расчета линейных тепловых нагрузок на ТВЭЛ. В дальнейшем состав расчетных функций был дополнен оперативной подготовкой опорного нейтронно-физического расчета и восстановлением РЭ при выводе реактора в критическое состояние. Расчет технологических параметров РУ в ЛСВУ производится по аттестованной программе ПРИЗМА-Дублер за время ~ 1 с (на «штатных» УВМ В3-М время расчета 15 мин), трехмерный расчет по коду POLARIS за время не более 15 с, подготовка и проверка опорного нейтронно-физического расчета по коду ОПТИМА выполняется за 4 с (по требованию). Время обновления информации с использованием УВМ В-3М составляет ~ 1 мин.

В ЛСВУ использована специализированная база данных РУ, разработанная на основе компактной кроссплатформенной СУБД Interbase (Firebird), которая обеспечивает параллельную обработку запросов, высокую эффективность и достаточно мощную языковую поддержку. С использованием СУБД в ЛСВУ реализован архив технологических параметров, который позволил предоставить операторам тренды их изменения, необходимые для принятия решений по управлению энергоблоком.

Для выполнения расчетных и информационных функций в нужной последовательности использованы принципы событийного программирования. В ЛСВУ создана развитая система отображения технологических параметров РУ по рабочим местам операторов технологов реактора, энергоблока и турбины, разработанная при активном участии оперативного персонала Смоленской АЭС. Отображение технологических параметров осуществляется в виде схем, таблиц, графиков и картограмм с иерархической структурой доступа к данным. На специальной РСО реализованы средства диагностики оборудования, управления режимами работы СМО, печати и прове-

дения технологических операций при перегрузках ТК. Дополнительные РСО установлены на резервном щите управления и рабочем месте начальника смены энергоблока. Система отображения обладает свойствами открытости, что обеспечивает ее адаптацию в соответствии с потребностями эксплуатации.

В рамках ЛСВУ реализована функция восстановления распределения энерговыделения в процессе вывода реактора в критическое состояние по показаниям ВРД. Расчет распределения энерговыделения проводится по коду POLARIS. В качестве ВРД в этом режиме используются датчики ПИК-В системы контроля подкритичности «Кентавр», которые устанавливаются в ТВС сб. 49.

В 2001 – 2005 г.г. после подготовки обоснования безопасности, проведения приемочных испытаний и опытно-промышленной эксплуатации ЛСВУ энергоблоков №№ 1÷3 Смоленской АЭС была внедрена в промышленную эксплуатацию.

Использование в ЛСВУ СУБД и гибкой структуры программного обеспечения отображения информации позволило организовать оперативный доступ к технологическим параметрам с РСО стационарного уровня. Для обеспечения информационной безопасности ЛСВУ блочного уровня этот доступ реализован за счет репликации баз данных РУ энергоблоков на специально выделенный СЕРВЕР стационарного уровня. Этот же канал передачи информации использован для обеспечения отдела ядерной безопасности АЭС данными о состоянии РУ, необходимыми для проведения нейтронно-физических расчетов.

При создании в эксплуатирующей организации Кризисного центра были введены в действие цифровые каналы связи с АЭС и поставлена задача разработки системы передачи данных для оперативного мониторинга параметров, характеризующих целостность барьеров безопасности АЭС. На первом этапе в КЦ была разработана и внедрена система представления технологических параметров (СПТП) энергоблоков Смоленской и Курской АЭС. Для нее было разработано программное обеспечение подготовки данных о состоянии РУ с использованием программно-технических средств связи с ЭВМ штатной системы контроля РБМК. Данные о состоянии РУ копировались по каналам связи на СЕРВЕ КЦР, на их основе проводился расчет технологических параметров с использованием алгоритмических аналогов программ системы контроля и формировался массив основных технологических параметров, отображение которых осуществлялось на РСО КЦ. К СПТП последовательно были подключены все энергоблоки Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС.

Внедрение ЛСВУ позволило поднять информационную поддержку кризисных экспертных групп КЦ и Центров технической поддержки на более высокий уровень. Для этого была разработана система удаленного доступа (СУД) к информационным системам поддержки операторов энергоблоков Курской и Смоленской АЭС.

С использованием каналов СПД КЦ были обеспечены формирование и репликация БД РУ энергоблоков №№ 1÷4 Курской АЭС и энергоблоков №№ 1÷3 Смоленской АЭС на сервер удаленного доступа КЦ РЭА. На РСО КЦ было установлено программное обеспечение отображения технологических параметров, адаптированное с учетом особенностей оборудования энергоблоков. После проведения поэтапных приемочных испытаний СУД была сдана в эксплуатацию. Обновление информации о состоянии энергоблоков в СУД осуществляется с периодом от 1 до 3 минут, что обеспечивает полноценный контроль параметров, характеризующих состояние энергоблоков. В 2011 г. с использованием технологии Citrix-Client был реализован доступ к СУД Центров технической поддержки ОАО «НИКИЭТ» и НИЦ «Курчатовский институт».

Для проведения противоаварийных тренировок и учений СУД была адаптирована для работы с полномасштабными тренажерами, установленными на Курской и Смоленской АЭС. Это позволило использовать систему при проведении совместных тренировок кризисных экспертных групп и персонала АЭС с моделированием проектных и запроектных аварий на полномасштабных тренажерах АЭС. На рисунке 4 приведена схема информационных связей СУД Смоленской АЭС с ЛСВУ энергоблоков, защищенными пунктами управления АЭС и города, КЦ и ЦТП.

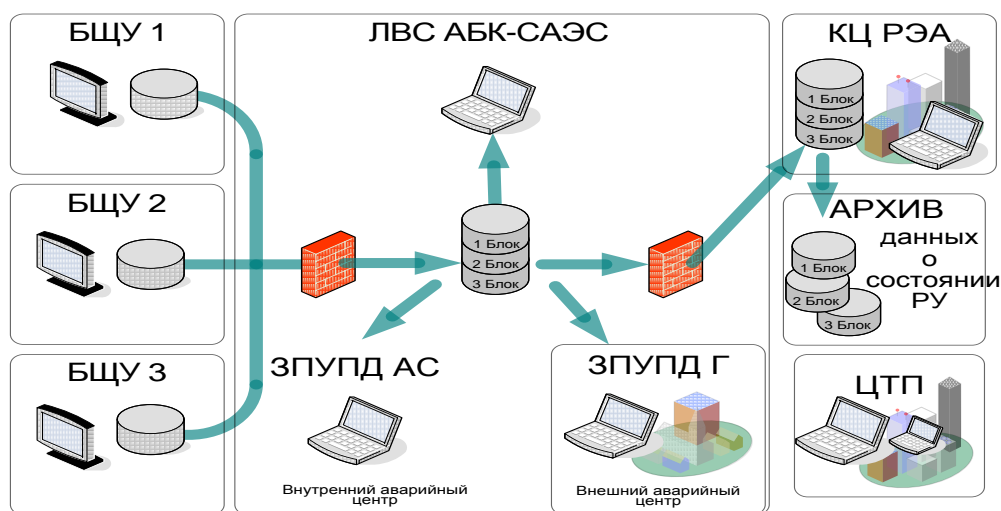


Рисунок 4 – Схема информационных связей СУД Смоленской АЭС.

Возможность передачи данных о состоянии энергоблоков РБМК-1000 по каналам СПД КЦ позволила создать в ОАО «ВНИИАЭС» Архив исходных данных о состоянии РУ РБМК-1000. Архивация данных проводилась с частотой 1 раз в 10 минут на специальном сервере с 2001 г. Данные архива использовались для проведения расчетов НФХ и анализа режимов эксплуатации. С использованием этих данных, например, была проведена верификация программ комплекса ЭНЕРГИЯ для расчетов НФХ РБМК с учетом изотопной кинетики для медленных переходных процессов.

На следующих этапах эксплуатации функции архива были расширены за счет реализации в оперативном режиме расчета НФХ паспорта РУ по коду ТРОЙКА. Результаты расчетов НФХ используются для оперативного контроля параметров, характеризующих состояние ядерной безопасности.

Увеличение количества информации, поступающей с энергоблоков РБМК после внедрения ИИС «Скала-микро» (примерно в 70 раз), стало причиной модернизации архива, которая была выполнена за счет разработки и внедрения системы архивации технологических параметров РБМК. Разработанная усовершенствованная версия СУБД и обновленное оборудование позволили реализовать сетевой вариант системы с использованием современных средств Web интерфейса.

Программное обеспечение ЛСВУ энергоблоков Смоленской АЭС было использовано в качестве прототипа для разработки комплекса программ верхнего уровня при модернизации системы контроля с внедрением ИИС «Скала-микро». Разработка выполнялась на основании подготовленных Технических требований, в которых были уточнены и детализированы требования к составу, назначению и функциям КП ВУ ИИС «Скала-микро».

Программные компоненты КП ВУ эксплуатируются на серверах и расчетных станциях ИИС «Скала-микро» и на РСО информационной поддержки операторов технологов основного и резервного пультов управления энергоблоков. С использованием описанной ранее технологии удаленного доступа информация отображается на РСО инженерной поддержки АЭС, а также на РСО аварийного центра Смоленской АЭС, КЦ и Центров технической поддержки.

Отличительной особенностью КП ВУ является использование модуля ДИСПЕТЧЕР, который осуществляет прием информации от систем регистрации технологической информации и расчетов технологических параметров, ее входную обработку, размещение в архиве и обеспечивает доступ всех компонентов комплекса программ к БД и передачу данных для отображения на РСО.

Расчет технологических параметров по алгоритмам программы ПРИЗМА-М и оперативные расчеты по коду POLARIS осуществляются в рамках входящего в состав КП ВУ Комплекса программ СМО. Разработчиком комплекса ПРИЗМА-М является ОАО «НИКИЭТ», разработчиком остальных компонентов КП ВУ – ОАО «ВНИИАЭС».

Новшеством в организации взаимодействия компонентов комплекса является разработанный подход с использованием общего поля оперативной памяти для работы расчетных компонентов комплекса. Это позволяет избавиться от операций записи/чтения данных при проведении циклических расчетов, увеличивает быстродействие и устойчивость работы комплекса.

Комплекс программ информационной поддержки операторов переработан с учетом опыта эксплуатации, изменений в составе оборудования модернизированных энергоблоков. В КП ВУ реализованы функции оперативной подготовки и проверки опорного трехмерного нейтронно-физического расчета и восстановления распределения энерговыделения при выводе реактора в критическое состояние с использованием датчиков СКП-К.

В разработке, наладке и проведении испытаний КП ВУ активное участие приняли сотрудники Смоленской АЭС, НПП ВНИИЭМ и ОАО «НИКИЭТ». Работы по наладке, приемочным испытаниям и внедрению КП ВУ в эксплуатацию выполнены на энергоблоках № 1 и № 2 Смоленской АЭС.

Разработка и внедрение КП ВУ обеспечило:

- ввод на энергоблоках №№ 1 и 2 Смоленской АЭС трехмерного контроля РЭ с использованием алгоритмов более точного расчетно-экспериментального метода;
- устойчивую работу ИИС «Скала-микро» с развитой системой информационной поддержки операторов и расширенными расчетными функциями;
- повышение точности и оперативности контроля технологических параметров и НФХ.

ОСНОВНЫЕ ВЫВОДЫ

1. Проведены расчетные исследования, разработаны расчетные модели, подготовлены обоснования и рекомендации для обеспечения внедрения мероприятий по повышению безопасности и улучшению нейтронно-физических характеристик РБМК-1000 энергоблоков Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС, связанных со снижением эффекта обезвоживания контура охлаждения СУЗ, модернизацией систем важных для безопасности, планированием перегрузок технологических каналов.

2. Разработана и внедрена в эксплуатацию система расчетного контроля нейтронно-физических характеристик РБМК, обеспечивающая комплексный анализ их изменения и подготовку рекомендаций по их поддержанию в установленных диапазонах.

3. Выполнен комплекс работ по внедрению прецизионного кода MCSU в практику эксплуатационных расчетов РБМК. Разработаны и апробированы: геометрическая модель реактора, программы подготовки исходных данных и обработки результатов прецизионных расчетов, методика проведения прецизионных расчетов полномасштабных загрузок РБМК с корректировкой параметров расчетной модели по показаниям внутриреакторных датчиков. Результаты работ использованы для решения задач сопровождения эксплуатации, повышения точности расчетов нейтронно-

физических характеристик, подготовки библиотек мало групповых констант и верификации расчетных кодов.

4. Разработаны и внедрены расчетно-информационные системы сопровождения и поддержки эксплуатации РБМК, которые используются на энергоблоках Смоленской и Курской АЭС, в ОАО «Концерн Росэнергоатом», ОАО «ВНИИАЭС» и Центрах технической поддержки эксплуатации РБМК.

Перечисленные работы вносят существенный вклад в обеспечение безопасности и надежности эксплуатации АЭС с реакторами РБМК-1000.

Следует отметить, что реализация мероприятий по повышению безопасности, адаптация и внедрение прецизионных кодов, также как и разработка многофункциональных расчетно-информационных систем – труд коллективный, в котором принимали участие коллеги автора из ОАО «ВНИИАЭС», ОАО «НИКИЭТ», НИЦ «Курчатовский институт», ОАО «Концерн Росэнергоатом», Курской, Смоленской и Ленинградской АЭС.

Основные публикации по теме диссертации

1. Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В., Плеханов Р.В., Лысов Д.А., Немиров А.С., Смирнов К.И. Методика и пакет прикладных программ планирования перегрузок топлива РБМК // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 3, с. 63–79.
2. Иванов И.Е., Щукин Н.В., Бычков С.А., Дружинин В.Е., Лысов Д.А., Шмонин Ю.В. Принципиальные особенности применения метода Монте-Карло для расчета больших реакторов типа РБМК и коррекции модели по показаниям внутриреакторных датчиков // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов, 2013, вып. 4, с. 17–27.
3. Гуревич М.И., Тельковская О.В., Дружинин В.Е., Знаков Д.Л. Программная конвертация данных для полномасштабного расчета РБМК по MCSU // Атомная энергия, 2012, т. 113, вып. 6, с. 319–323.
4. Гомин Е.А., Гуревич М.И., Калугин М.А., Лазаренко А.П., Пряничников А.В., Сидоренко В.Д., Дружинин В.Е., Жирнов А.П., Рождественский И.М. Статус пакета ПЕРСТ-5 // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 29–41.
5. Крянев А. В., Щукин Н. В., Дружаев А. А., Климанов С. Г., Семенов А. А., Удудьян Д. К., Черезов А. Л., Шильников К. Е., Курченков А. Ю., Митин В. И., Дружинин В. Е., Бычков С. А., Иванов И. Е., Лысов Д. А. Математические методы и алгоритмы восстановления поля энерговыделения в активных зонах ядерных ре-

- акторов // Вестник национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», 2013, т. 2, № 2, с. 169–175.
6. Иванов И.Е., Щукин Н.В., Бычков С.А., Моисеев И.Ф., Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В. Использование средств визуализации для анализа статистических ошибок расчета методом Монте-Карло поканальных функционалов реактора РБМК-1000 // Научная визуализация, 2012, т. 4, № 1, с. 22–30.
 7. Иванов И.Е., Щукин Н.В., Бычков С.А., Дружинин В.Е., Черезов А.Л. Использование параллельных вычислений на графических процессорах в современных технологиях нейтронно-физических расчетов в рамках модернизации программы GETERA // Ядерная Физика и инжиниринг. Том 3, №1, 2012, с. 188–192.
 8. Дружинин В.Е., Кудрявцев Б.К., Филимонцев Ю.Н., Шмонин Ю.В., Веселов В.П. Повышение и контроль ядерной безопасности реакторов РБМК-1000. Чернобыль. Двадцать лет спустя. – М.: Энергоатомиздат, 2006, с. 136–161.
 9. Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В., Плеханов Р.В., Лысов Д.А., Немиров А.С., Смирнов К.И. Планирование перегрузок топлива в реакторе РБМК-1000 // Атомные электрические станции России, 2012, с. 71–91.
 10. Дружинин В.Е., Шмонин Ю.В. Научно-техническое сопровождение и поддержка эксплуатации АЭС с реакторами РБМК-1000 // Атомные электрические станции России, 2012, с. 339–343.
 11. Быстриков А.А., Егоров А.К., Филимонцев Ю.Н., Дружинин В.Е., Веселов В.П., Шмонин Ю.В. Организация и результаты работ по расчетному сопровождению и контролю состояния ядерной безопасности при эксплуатации действующих энергоблоков с реакторами РБМК-1000 // Атомные электрические станции России, 2004, с. 461–470.
 12. Бычков С.А., Дружинин В.Е., Зинаков Д.И., Иванов И.Е., Лысов Д.А., Немиров А.С., Плеханов Р.В., Шмонин Ю.В., Гомин Е.А., Гуревич М.И., Калугин М.А., Пряничников А.В., Сухино-Хоменко Е.А. Внедрение прецизионных кодов в практику эксплуатационных расчетов активных зон реакторов РБМК-1000 // Атомные электрические станции России, 2012, с. 301–314.
 13. Патент на изобретение № 2182734 «Способ перегрузки тепловыделяющих сборок при контроле технологических каналов на водографитовых ядерных реакторах». Заявка № 2000128580, приоритет от 16.11.2001, регистрация в Госреестре 20.05.2002.
 14. Патент на изобретение № 2132091 «Способ замены технологических каналов на водографитовых ядерных реакторах». Заявка № 98107174, приоритет от 20.04.1998, регистрация в Госреестре 20.07.1999.

Перечень сокращений

АЗ	– аварийная защита;
АЭС	– атомная электрическая станция;
БВ	– бассейн выдержки;
БД	– база данных;
БЩУ	– блочный щит управления;
ВРД	– внутрореакторный датчик;
ГЦН	– главный циркуляционный насос;
ДП	– дополнительный поглотитель;
КМПЦ	– контур многократной принудительной циркуляции;
КОСУЗ	– контур охлаждения СУЗ;
КП ВУ	– комплекс программ верхнего уровня;
КРО	– кластерный регулирующий орган;
КСКУЗ	– комплексная система управления и защиты;
КЦ	– кризисный центр;
ЛСВУ	– локальная сеть верхнего уровня;
НД	– нормативный документ;
НИЦ	– научно-исследовательский центр;
НФХ	– нейтронно-физические характеристики;
РБМК	– реактор большой мощности канальный;
РСО	– рабочая станция отображения;
РУ	– реакторная установка;
РЭ	– распределение энерговыделения;
СКО	– среднеквадратическое отклонение;
СПД	– система передачи данных;
СПТП	– система представления технологических параметров;
СУБД	– система управления баз данных;
СУД	– система удаленного доступа;
СУЗ	– система управления и защиты;
СУЗ–В	– система управления и защиты временная;
СЦК	– система централизованного контроля;
ТВС	– тепловыделяющая сборка;
ТК	– технологический канал;
ТОБ	– техническое обоснование безопасности;
ЦТП	– центр технической поддержки;
ЭВМ	– электронно-вычислительная машина.