

На правах рукописи



Ванеев Юрий Евгеньевич

**РАЗВИТИЕ МЕТОДОВ
РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ
ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ
С ПРИМЕНЕНИЕМ ПРЕЦИЗИОННЫХ ПРОГРАММ**

Специальность 05.13.18 – «Математическое моделирование,
численные методы и комплексы программ»

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
доктора технических наук

Москва – 2014

Работа выполнена в Институте проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук (ИБРАЭ РАН)

Официальные оппоненты:

Доктор технических наук, профессор,
главный научный сотрудник
НИТИ (г.Сосновый Бор, Ленинградской
области)

Ельшин Александр Всеволодович

Доктор физико-математических наук,
главный научный сотрудник НИЦ
«Курчатовский институт»

Зизин Михаил Николаевич

Доктор технических наук, профессор,
заместитель директора по науке и
инновациям ГНЦ НИИАР (г.Дмитровград)

Калыгин Владимир Валентинович

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

Защита диссертации состоится «_» _____ 2014 г. на заседании диссертационного совета Д 520.009.06 в Национальном Исследовательском Центре «Курчатовский институт» по адресу: 123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1.

С диссертацией можно ознакомиться в научно-технической библиотеке Национального Исследовательского Центра «Курчатовский институт».

Автореферат разослан «___» _____ 2014 г.

Учёный секретарь
диссертационного совета,
д.т.н., профессор



В.Г.Мадеев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность темы. Одной из важнейших проблем, стоящих перед современной прикладной наукой, является обеспечение безопасной и эффективной эксплуатации объектов использования атомной энергии. Среди этих объектов важное место занимают исследовательские ядерные реакторы (ИР) с водой в качестве теплоносителя, в которых в стационарных и переходных режимах испытывают перспективные топливные, конструкционные и поглощающие материалы, используемые в реакторостроении, проводят фундаментальные исследования по различным направлениям, а также накапливают трансплутониевые элементы и множество более лёгких радионуклидов, широко используемых в промышленности и медицине. В частности, на ИР проводят комплексные испытания (включая аварийные режимы) фрагментов тепловыделяющих элементов (ТВЭлов) и сборок (ТВС) перспективных водо-водяных реакторов, результаты которых обеспечивают конкурентоспособность российского топлива и, в конечном счёте, проектов современных атомных электростанций на мировом рынке. Не меньшую значимость имеют испытания ТВЭлов и ТВС транспортных ядерно-энергетических установок различного назначения, высокотемпературных газовых реакторов, исследовательских реакторов в рамках международной программы по снижению обогащения топлива, материалов бланкета термоядерной установки, сооружаемой мировым сообществом.

В настоящее время в числе действующих в России находятся 12 исследовательских реакторов, мощность каждого из которых превышает 1 МВт. В числе самых мощных в мире по плотности потока нейтронов – реактор СМ, работающий на номинальной мощности около 100 МВт. Это один из шести реакторов, которые эксплуатируются в Государственном научном центре – научно-исследовательском институте атомных реакторов (ГНЦ НИИАР, г. Димитровград). На территории этого крупнейшего в Европе ядерного центра сосредоточены все типы ИР: корпусной (СМ), канальный петлевой (МИР), бассейновые (РБТ-6, РБТ-10), с кипящим теплоносителем (ВК-50), с натриевым теплоносителем (БОР-60), а также две критические сборки, комплекс хранилищ свежих и облучённых ТВС ИР, фрагментов ТВЭлов и ТВС энергетических реакторов и опытных установок, различного рода радиоактивных и делящихся материалов и изделий на их основе. Такое многообразие сосредоточенных на одной площадке ядерно- и радиационно- опасных объектов создает уникальную возможность для анализа накопленных массивов эксплуатационных данных, выработки обобщённых подходов к разработке средств обеспечения эффективности и безопасности работы таких объектов, в том числе, средств текущего сопровождения эксплуатации ИР.

На любом ядерном реакторе осуществление комплекса работ по планированию, обоснованию и проведению перегрузок, кампаний, экспериментов, модернизаций активной зоны и облучательных устройств – это сложная, многофакторная проблема, связанная с обеспечением безопасности и эффективности эксплуатации реактора, требующая высокой квалификации от решающих её специалистов. При этом значительный объём исследований и обоснований в ходе этих работ осуществляется с использованием программных средств (ПС), потребность в совершенствовании которых для ИР становится всё более очевидной. В условиях вывода из эксплуатации ряда устаревших установок, отсутствия принятых к реализации проектов новых ИР на тепловых нейтронах (после реактора ПИК) возобладало стремление повысить эффективность эксплуатации существующих ИР, получить от них (не в ущерб безопасности) максимальную отдачу при сохранении или снижении эксплуатационных затрат. В этих условиях стали интенсифицироваться работы по оптимизации перегрузок активных зон и предпусковых экспериментов, модернизации конструкции ИР и экспериментальных устройств, режимов их эксплуатации с соответствующим возрастанием объёма обоснований безопасности с учётом современных требований Ростехнадзора. При этом значительная доля работ проводится с привлечением расчётных методов, которые обеспечивают существенную экономию средств и ценного реакторного времени за счёт сокращения объемов экспериментальных обоснований.

Основное назначение программных средств при решении нейтронно-физических задач сопровождении эксплуатации ИР связано с опережающим (прогнозным) моделированием этого процесса с целью его оптимального планирования и обоснования безопасности, поэтому достижение максимально возможной точности нейтронно-физических расчётов прогнозируемых состояний ядерно- и радиационно- опасных систем имеет первостепенное значение. Учитывая сложность и разнообразие геометрических форм элементов конструкции ИР и ЭУ, ограниченные возможности инженерных ПС, не обеспечивающих достаточную точность решения некоторых задач расчётного сопровождения, выбор остается за прецизионными ПС, реализующими метод Монте-Карло, возможности которых по точности моделирования ограничены только неопределенностью констант в файлах оценённых ядерных данных, а по быстродействию – удовлетворяют требованиям практики при использовании современных компьютерных много-процессорных систем.

Отсюда следует **актуальность** разработок на основе прецизионных ПС и современных компьютерных технологий базовых вычислительных средств для моделирования активных зон, облучаемых экспериментальных устройств, вспомогательных

систем обращения с ТВС, в принципе, любых ИР и на их основе – объектно-ориентированных вычислительных комплексов для каждого ИР с учётом его специфики. Проведение таких разработок находится в русле решения глобальной проблемы повышения эффективности и безопасности ядерной энергетики и крупной научной проблемы обеспечения одной из важнейших составляющих этой отрасли – исследовательских реакторов, эффективными вычислительными средствами сопровождения их эксплуатации и модернизации, способствующими дальнейшему совершенствованию реакторной экспериментальной базы ядерной отрасли России.

Цель диссертационной работы – разработка и внедрение базового вычислительного комплекса и объектно-ориентированных программных средств для решения задач расчётного (нейтронно-физического) сопровождения эксплуатации активных зон исследовательских реакторов (в режимах нормальной эксплуатации), каналов облучения с экспериментальными устройствами, обеспечивающих систем обращения с ТВС и ядерными делящимися материалами.

Указанная цель достигалась решением следующих взаимосвязанных задач:

- анализ проблемы информационного сопровождения эксплуатации ИР, обоснование основных положений технологии разработки и применения вычислительных средств, призванных обеспечить более высокую точность расчётов (по сравнению с традиционным инженерным подходом) нейтронно-физических характеристик активных зон и каналов облучения любых ИР и достаточную для практики оперативность;
- обобщение требований к используемой для моделирования программе прецизионного класса, выбор базовой версии и модификация части её подпрограмм с учётом специфики задач расчётного сопровождения эксплуатации ИР;
- разработка комплекса программных средств – имитатора активной зоны и каналов облучения ИР СМ, его тестирование и внедрение в практику расчётного сопровождения;
- разработка объектно-ориентированных программных средств и методических подходов к моделированию активных зон и каналов облучения других ИР, а также сопровождающих систем обращения с ТВС и делящимися материалами на этапе обоснования ядерной безопасности.

Материалы диссертационной работы сгруппированы в шесть глав.

В первой главе представлен анализ проблемы информационного сопровождения эксплуатации ИР. Основное внимание уделено программным средствам инженерного и прецизионного классов, использование которых осуществляется на фоне стремительного

развития вычислительной техники и компьютерных технологий. Показано, что в этих условиях в качестве основы разработок сопровождающих вычислительных средств, в максимальной степени учитывающих специфику ИР, целесообразно выбрать прецизионные ПС, основанные на методе Монте-Карло и адаптированные к многопроцессорным средам.

Во второй главе диссертации сформулированы требования к комплексу вычислительных средств для сопровождения эксплуатации ИР и основные положения технологии его разработки и применения (SupRROS-технологии) как совокупности алгоритмов и методов: разработки программных средств, моделирования активной зоны ИР и прогнозирования значений основных её нейтронно-физических характеристик на всех этапах эксплуатации, а также обработки получаемых результатов. Представлена типовая структура вычислительного комплекса.

В третьей главе приведено обоснование выбора универсальных компонент вычислительного комплекса: прецизионной программы из семейства «MCU», компьютерных и программных средств обеспечения требуемой производительности вычислений, программных средств для визуализации входной и выходной информации. Сформулированы требования по адаптации прецизионной программы к решению задач сопровождения эксплуатации ИР, представлены результаты разработок основных модулей специализированной версии MCU-RR - базового программного компонента SupRROS-технологии.

В четвёртой главе представлены результаты реализации SupRROS-технологии применительно к исследовательскому реактору СМ в виде имитатора его активной зоны и каналов облучения (ImCor_SM). Приведены описания структуры имитатора и основных его компонент. Представлены результаты тестирования имитатора и примеры его использования для сопровождения текущей эксплуатации реактора СМ и обоснований модернизации его активной зоны.

В пятой главе диссертации приведены примеры реализации SupRROS-технологии, демонстрирующие её универсальность, в виде результатов разработок и применения объектно-ориентированных ПС для решения задач сопровождения эксплуатации различных ИР: реакторов бассейнового типа РБТ-6 и ИР-8; петлевого канального реактора МИР-М1; корпусного «кипящего» реактора ВК-50 с естественной циркуляцией теплоносителя.

В шестой главе приведены примеры использования прецизионных ПС для обоснований ядерной и радиационной безопасности сопровождающих работу ИР объектов со свежими и облученными ТВС, а также оборудования и систем, связанных с переделом ядерных материалов в ГНЦ НИИАР.

Научная новизна работы определяется следующими положениями.

1. Разработаны основные принципы формирования вычислительных комплексов на базе прецизионных программ для решения нейтронно-физических задач сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов.

2. Создана специализированная программа MCU-RR, учитывающая особенности задач сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов, в которой адаптированы программные модули из пакета «MCU-4», реализованы алгоритмы автоматизации моделирования загрузок и кампаний, распараллеливания вычислений, взаимосогласованного расчета полей нейтронов и фотонов в активной зоне и каналах облучения с экспериментальными устройствами.

3. На базе прецизионной программы MCU-RR разработан комплекс программных средств – имитатор активной зоны и каналов облучения исследовательского реактора СМ (ImCor_SM), позволяющий проводить прогнозное моделирование физических процессов для режимов нормальной эксплуатации реактора.

4. Разработан и программно реализован параметрический метод ПАМИР для моделирования в режиме «реального времени» потвэльных и высотных распределений энерговыделения в объёме петлевых ТВС реактора МИР с учётом изменения положений органов СУЗ. Набор коэффициентов (ПАМИР-параметров) для этого метода получен с использованием программы MCU-RR, в которой реализован алгоритм отдельной регистрации вкладов в искомые функционалы от различных источников нейтронов деления, окружающих петлевую ТВС.

5. Разработан методический подход с использованием прецизионной программы к обоснованиям ядерной безопасности оборудования и систем, задействованных в технологических процессах передела делящихся материалов пироэлектрохимическим методом.

Практическая значимость работы состоит в следующем.

1. Имитатор активной зоны и каналов облучения реактора СМ (ImCor_SM) внедрен в практику расчётного сопровождения текущей эксплуатации реактора и используется для прогнозирования перегрузок активной зоны, продолжительности кампаний, тепловых нагрузок на твэлы, условий облучения материалов в каналах, а также для уточнения нейтронно-физических характеристик активной зоны и каналов облучения в прошедших кампаниях. Одновременно с этим имитатор ImCor_SM используется в качестве средства накопления и сохранения знаний о реакторе и проводимых на нём экспериментах.

2. Программные средства в составе имитатора ImCog_SM использовались для обоснований вариантов поэтапной модернизации активной зоны реактора СМ, оптимизации её характеристик с новыми типами ТВС, новой топливной композицией в твэлах, выгорающими поглотителями в ТВС.

3. С помощью разработанных объектно-ориентированных программных компонентов имитаторов активных зон ИР РБТ-6, МИР, ВК-50 проведены обоснования:

- нейтронно-физических характеристик облучательных устройств реактора РБТ-6 для испытаний представительного массива образцов корпусных сталей, используемых в реакторах типа ВВЭР;

- условий облучения в петлевых каналах реактора МИР фрагментов твэлов и ТВС ядерных энергетических установок различного назначения;

- ядерной безопасности активной зоны реактора ВК-50 в «холодных» состояниях; конструкций опытных ТВС.

4. С использованием прецизионных программ семейства MCU (MCU-RFFI/A, MCU-RR) подготовлен ряд обоснований ядерной и радиационной безопасности систем хранения и транспортировки ТВС ИР, опытно-промышленных установок для передела ядерных материалов. Разработана база данных ЯРУС по системам обращения с делящимися материалами в ГНЦ НИИАР.

На защиту выносятся следующие положения.

1. Технология разработки комплексов вычислительных средств на базе прецизионного кода для решения нейтронно-физических задач сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов.

2. Специализированная программа MCU-RR с подмодулями для расчётов мощности поглощённой дозы нейтронов и фотонов, отдельной регистрации вкладов в энерговыделение от различных источников нейтронов деления, автоматизации моделирования загрузок и кампаний ИР, а также версия MCU-RR/T этой программы для персонального компьютера с графическим сопроцессором Tesla фирмы NVidia.

3. Комплекс программных средств – имитатор ImCog_SM активной зоны и каналов облучения реактора СМ, а также результаты прогнозного и посттестового моделирования кампаний и условий облучения экспериментальных устройств.

4. Метод ПАМИР и реализующая его программа ПАМИР-М с результатами тестирования на экспериментальных данных с критической сборки реактора МИР.

5. Методический подход к обоснованиям ядерной безопасности систем передела делящихся материалов пироэлектрохимическим методом.

Достоверность результатов подтверждается эксплуатационными данными и результатами экспериментов на исследовательских реакторах и критических сборках.

Апробация работы

Основные результаты работы были представлены и обсуждены на следующих научных семинарах, совещаниях и конференциях:

II международной конференции «Радиационное воздействие на материалы ТЯР» (г. Санкт-Петербург, 1992); IX международном симпозиуме по реакторной дозиметрии (Чехия, г. Прага, 1996); XII международной научно-технической конференции Ядерного Общества России «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии» (г. Димитровград, 2001); отраслевом семинаре «Современное состояние развития программных средств для анализа динамики и безопасности АЭС» (г. Саров, 2003); отраслевом совещании «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов» (г. Димитровград, 2004); международной научно-технической конференции «Исследовательские реакторы в XXI веке» (г. Москва, 2006); VIII международной конференции по ядерной безопасности (г. Санкт-Петербург, 2007); XII международной конференции «Обращение с топливом исследовательских реакторов» (ФРГ, г. Гамбург, 2008); международной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях» (г. Димитровград, 2011); ежегодных отраслевых семинарах «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчётов ядерных реакторов» (г. Обнинск, 1999, 2000, 2001, 2003 - 2007, 2009, 2010 гг.); международных семинарах «Супервычисления и математическое моделирование» (г. Саров, 2004, 2006, 2008 - 2011 гг.).

Публикации

Автор имеет около 100 научных работ (включая отчёты о НИР) по теме диссертации. В научных изданиях опубликовано 36 работ, в том числе, 11 работ в ведущих рецензируемых научных журналах из списка ВАК, получен 1 патент на изобретение.

Личный вклад

Автором сформулированы требования к комплексу вычислительных средств для решения нейтронно-физических задач сопровождения эксплуатации любых исследовательских реакторов, а также основные положения технологии его разработки, которые реализованы при непосредственном участии автора применительно к нескольким реакторам (на различных стадиях разработки).

Автор является инициатором и участником разработки специализированной программы MCU-RR – базового компонента разрабатываемых имитаторов активных зон исследовательских реакторов ГНЦ НИИАР. Программа MCU-RR разработана авторским

коллективом из 12 человек: Н.И.Алексеев, Ю.Е.Ванеев, А.Е.Глушков, Е.А.Гомин, М.И.Гуревич, М.А.Калугин, Л.В.Майоров, С.В.Марин, Н.Ю.Марихин, Д.С.Олейник, Д.А.Шкаровский, М.С.Юдкевич. Автором диссертации совместно с Н.Ю.Марихиным проведена адаптация ряда программных модулей из пакета «MCU-4» с подключением программных средств автоматизации моделирования загрузок, кампаний ИР, облучения в них экспериментальных устройств. Лично автором разработаны алгоритм совместного расчёта дозовых характеристик полей нейтронов и фотонов и алгоритм ПАМИР. Версия MCU-RR/T этой программы для персонального компьютера с графическим сопроцессором Tesla фирмы NVidia была разработана совместно с А.В.Алексеевым.

При непосредственном участии автора (в творческом контакте с Н.Ю.Марихиным) разработан имитатор активной зоны и каналов облучения реактора СМ, проведена его верификация на экспериментальных данных, полученных в ходе эксплуатации реактора. Разработаны алгоритмы расчётных исследований при обоснованиях поэтапной модернизации реактора.

Разработан методический подход к обоснованию ядерной безопасности процессов передела делящихся материалов в ГНЦ НИИАР.

Объем и структура работы

Диссертационная работа изложена на 238 страницах, включая 73 рисунка, 44 таблицы; состоит из введения, шести глав, заключения, списка литературы из 167 наименований и приложения.

СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении обоснована актуальность работы, сформулированы её цель, основные задачи исследований и подходы к их решению, определяющие научную новизну и практическую значимость работы.

Глава 1 диссертации посвящена анализу проблемы расчётного сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов.

Важнейшая задача эксплуатации ИР – обеспечение безопасности и эффективности проведения комплекса работ на всех этапах этого процесса:

- на этапе перегрузки активной зоны определяют эффекты реактивности от выполнения каждой операции, связанной с изменением её состояния, прогнозируют распределение энерговыделения и соответствующие значения коэффициентов неравномерности, обосновывают работу реактора в пределах значений его паспортных характеристик;

- на этапе пребывания реактора в критическом состоянии, особенно в период его работы на номинальном уровне мощности, необходимо обеспечивать требуемые режимы облучения материалов во всех каналах, оптимизировать затраты топлива;
- на этапе планирования модернизаций конструкции реактора оценивают ожидаемые изменения проектных характеристик и обосновывают ядерную и/или радиационную безопасность, теплотехническую надёжность и другие параметры в рамках ООБ;
- на этапах обращения со «свежими» и облучёнными ТВС обосновывают ядерную и/или радиационную безопасность выполняемых операций.

Решение этого множества возникающих при эксплуатации ИР задач составляет процесс сопровождения эксплуатации реактора. При использовании только средств инженерного сопровождения периодически приходится пополнять имеющиеся данные путём проведения дополнительных экспериментов на реакторе, занимая ценное реакторное время, что снижает коэффициент его использования. Сокращение времени, отводимого на такие измерения, достигается совершенствованием методического обеспечения, уменьшением числа контролируемых параметров, а это, в свою очередь, повышает роль и стимулирует развитие расчётных средств сопровождения эксплуатации ИР.

К вычислительным средствам, которые используют для расчётного (нейтронно-физического) сопровождения эксплуатации (РСЭ) ИР, относят персональные компьютеры (или компьютерные многопроцессорные системы) и программные средства (компьютерные программы, реализующие алгоритмы решения уравнений переноса нейтронов и фотонов в различных приближениях, библиотеки констант, базы данных, расчётные модели, сервисные, системные и другие программы). По сравнению с экспериментами в расчётных исследованиях оперативно реализуются изменения исходных состояний активной зоны, существенно меньше материальные затраты для получения результатов, объём которых может значительно превосходить объём регистрируемой приборами информации.

Стремление к повышению точности и информативности расчётов при многолетнем сопровождении эксплуатации ИР приводит к усложнению расчётных моделей, росту числа файлов и объёма накапливаемой в них информации. Для разрешения возникающих в связи с этим проблем разрабатывают автоматизированные программные комплексы инженерного класса, например, САПФИР_95 – RC (НИТИ), GETERA – TIGRIS (МИФИ) и др. Однако ни один из таких комплексов не может обеспечить требуемую на практике точность расчётов нейтронно-физических характеристик нескольких (разнотипных) ИР и на всех этапах их эксплуатации, в частности, при прогнозировании условий облучения материалов и изделий в каналах, т.е. такие ПС не могут быть универсальными из-за присущих им ограничений.

Эти ограничения, во многом, компенсируются использованием адаптированных к задачам РСЭ ИР прецизионных программ, роль которых существенно повышается при использовании современных компьютерных технологий распараллеливания вычислений. Только при таком подходе ликвидируется традиционная «тяжеловесность» монтекарловских программ, обеспечивается достаточная для практики точность и оперативность расчётов при решении всего комплекса задач РСЭ ИР.

В главе 2 систематизированы требования к комплексу вычислительных средств для сопровождения работ на всех этапах эксплуатации ИР. Этот комплекс должен обеспечивать решение следующих задач: оптимизация перегрузок активной зоны; определение значений эффектов, запаса и баланса реактивности; прогнозное моделирование кампании, оптимизация её сценария; обоснование непревышения пределов безопасной эксплуатации (по мощностным параметрам); обоснование режимов облучения материалов и изделий в каналах; обоснование ядерной и/или радиационной безопасности выполняемых операций со «свежим» и облучённым топливом; исследования изменений нейтронно-физических характеристик активной зоны и ЭУ при их модернизации.

На всех этапах РСЭ ИР должна решаться ещё одна очень важная задача – это сбор, обобщение и сохранение данных о работе реакторов и проводимых на них экспериментах, например, для установления новых функциональных взаимозависимостей нейтронно-физических параметров активной зоны и каналов облучения. При таком использовании постоянно пополняющейся базы данных она приобретает качества базы знаний об ИР.

При решении перечисленных задач вычислительный комплекс должен обеспечивать получение расчётных значений следующих величин: эффективный коэффициент размножения нейтронов $K_{эф}$ в любых системах с делящимися материалами, пространственные и энергетические распределения плотности потока нейтронов и фотонов, коэффициенты неравномерности энерговыделения, мощность максимально напряжённого твэла в каждой ТВС, нуклидный состав облучённого топлива, его активность, остаточное энерговыделение.

Основные положения SupRROS-технологии. Разработка комплексов вычислительных средств, удовлетворяющих перечисленным требованиям, осуществляется в соответствии со специальной технологией, основные положения которой перечислены ниже.

- 1) В качестве «базового» ПС выбирают прецизионную программу, реализующую метод Монте-Карло и обеспечивающую более высокую точность расчётов нейтронно-физических характеристик реакторных систем по сравнению с программами инженерного класса.
- 2) Проводят адаптацию выбранной программы к задачам РСЭ ИР, включая разработки:

- распараллеленной версии этой программы для компьютеров с традиционной кластерной структурой (на основе центральных процессоров) или с «гибридной» архитектурой (с графическими сопроцессорами), что заведомо обеспечит приемлемую для практики производительность вычислений;
 - программных модулей для взаимосогласованного расчёта характеристик полей нейтронов и фотонов в активной зоне и каналах облучения с ЭУ;
 - программных средств для автоматизации моделирования (модули генерации файлов исходных данных, управления расчётом кампаний, обработки результатов, визуализации исходной и финальной информации), что способствует снижению вероятности ошибок при вводе и обработке данных, обеспечивает доступность программного комплекса широкому кругу специалистов при решении типовых задач без знания форматов представления информации в файлах данных.
- 3) В формате прецизионной программы разрабатывают «базовую» расчётную модель активной зоны и отражателя ИР с типовыми облучательными каналами, в которой обеспечены возможности задания материальных составов, размеров, высотных отметок элементов конструкции и их автоматизированного изменения.
- 4) «Базовую» расчётную модель верифицируют на представительном наборе критических, активационных экспериментов, эксплуатационных тестов.
- 5) Разрабатывают базу данных с тремя основными разделами, содержащими
- исходную информацию об элементах конструкции активной зоны ИР, параметрах расчётных моделей рабочих ТВС всех существующих модификаций, органов СУЗ, ЭУ и др.;
 - финальные файлы из прецизионной программы и результаты их первичной обработки;
 - обобщённую информацию о характеристиках активной зоны, получаемую из более глубокого анализа всей совокупности полученных результатов за весь период расчётного сопровождения (аппроксимационные зависимости).
- 6) Разрабатывают процедуру моделирования активной зоны в прогнозном режиме для оценки ожидаемых значений основных нейтронно-физических величин в процессе кампании, а также в посттестовом режиме для получения уточнённых значений этих величин.
- 7) Перечисленные ПС объединяют в программный комплекс, который обеспечивает возможность решения большинства задач РСЭ любых ИР. Применительно к задачам моделирования перегрузок, кампаний, условий облучения ЭУ этому комплексу может быть присвоено название «имитатор активной зоны ИР» (**I**mitator of **R**esearch **R**eactor **C**ore) с аббревиатурой ImCor_RR. Блок-схема имитатора с функциональными связями между компонентами представлена на рис. 1.

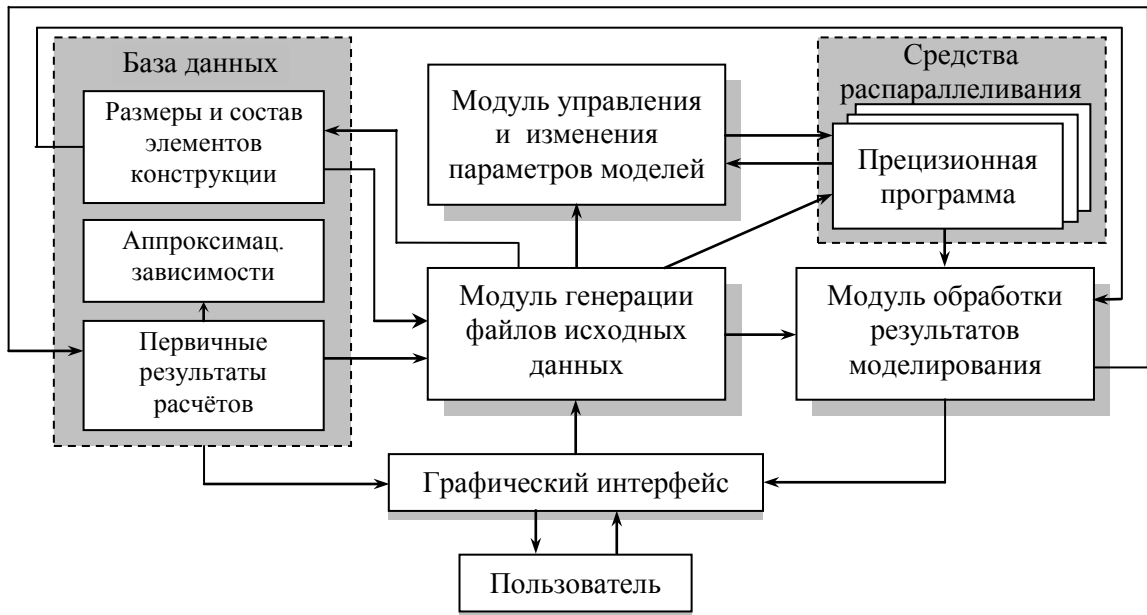


Рис. 1. Типовая блок-схема имитатора активной зоны ИР

Предполагается, что на этапе планирования предстоящей кампании реактора пользователь располагает результатами моделирования предшествующей кампании, включая её конечное состояние в момент остановки реактора на перегрузку. Пользователь с помощью графического интерфейса вводит следующую информацию:

- операции, предшествующие планируемой кампании (извлечение отработавших ТВС из активной зоны, загрузка на их место «свежих» или частично выгоревших ТВС из хранилища, перестановки ТВС в активной зоне, перегрузка экспериментальных устройств, перемещения органов СУЗ при их «взвешивании» по реактивности);

- сценарий кампании в виде набора значений: мощности реактора, времени работы на этой мощности, температуры топлива и теплоносителя, положений органов СУЗ для планируемой последовательности состояний в процессе кампании.

Заданную пользователем исходную информацию записывают в небольшой по размерам файл (несколько десятков строк), используемый модулем генерации моделей для создания файла исходных данных в формате прецизионной программы (несколько тысяч строк). После завершения расчётов всей заданной последовательности состояний активной зоны полученная информация преобразуется модулем обработки результатов моделирования и с помощью графического интерфейса отображается в удобном для пользователя виде.

8) Для конкретного исследовательского реактора разрабатывают процедуры применения имитатора его активной зоны и каналов облучения в прогнозном режиме для оценки ожидаемых значений основных нейтронно-физических величин при проведении перегрузок, экспериментов и кампаний, а также в посттестовом режиме для получения уточнённых значений этих величин с последующим анализом и занесением их в базу данных.

9) Накапливают и систематизируют экспериментальные данные, получаемые на конкретном ИР, включая эксплуатационные данные по перегрузкам и кампаниям, для верификации имитатора и других ПС, которые используют в нейтронно-физических расчётах реактора. На этой основе формируют библиотеку данных для верификации ПС.

10) На основе анализа результатов расчётных исследований и экспериментальных данных по прошедшим кампаниям получают эмпирические (аппроксимационные) формулы взаимосвязи характеристик активной зоны и каналов облучения, позволяющие оперативно (без моделирования) вычислять эти характеристики и прогнозировать их изменения в типовых кампаниях. Это достаточно эффективное инженерное средство сопровождения, которое может быть использовано как начальное приближение в прогнозных оценках.

11) В состав вычислительного комплекса могут быть включены также инженерные ПС, например, для нейтронно- и тепло- физических расчетов, которые могут расширить перечень решаемых задач РСЭ ИР.

Таким образом, следуя перечисленным положениям **SupRRROS**-технологии, можно разработать вычислительный комплекс со структурой, представленной на рис. 2, в которой выделены универсальные (применимые к любым ИР) и объектно-ориентированные (для конкретных ИР) компоненты.

В **главе 3** обоснован выбор универсальных компонент вычислительного комплекса, которые могут быть использованы для РСЭ любых исследовательских реакторов. Приведены результаты разработок и адаптации основных модулей специализированной версии MCU-RR – базового программного компонента **SupRRROS**-технологии.

К универсальным компонентам относятся компьютерные системы с параллельной архитектурой, специализированная прецизионная программа, основанная на методе Монте-Карло, сервисные программные средства для распараллеливания вычислений, графического представления данных и т.п.

Компьютерные системы. Разработку программных средств, их тестирование, решение некоторых задач РСЭ ИР, осуществляют, как правило, на однопроцессорных (двух-четырёх- ядерных) ПЭВМ. При этом особых требований к оперативности расчётов не предъявляют. На стадии моделирования различных вариантов перегрузки активной зоны, а тем более работы реактора на мощности, когда, необходимо спрогнозировать характеристики следующей кампании, требуется обеспечить максимально возможную скорость счёта.

Эффективным и широко используемым в настоящее время способом значительного увеличения производительности компьютерных вычислений является их распараллеливание в многопроцессорных системах, так называемых, «кластерах».

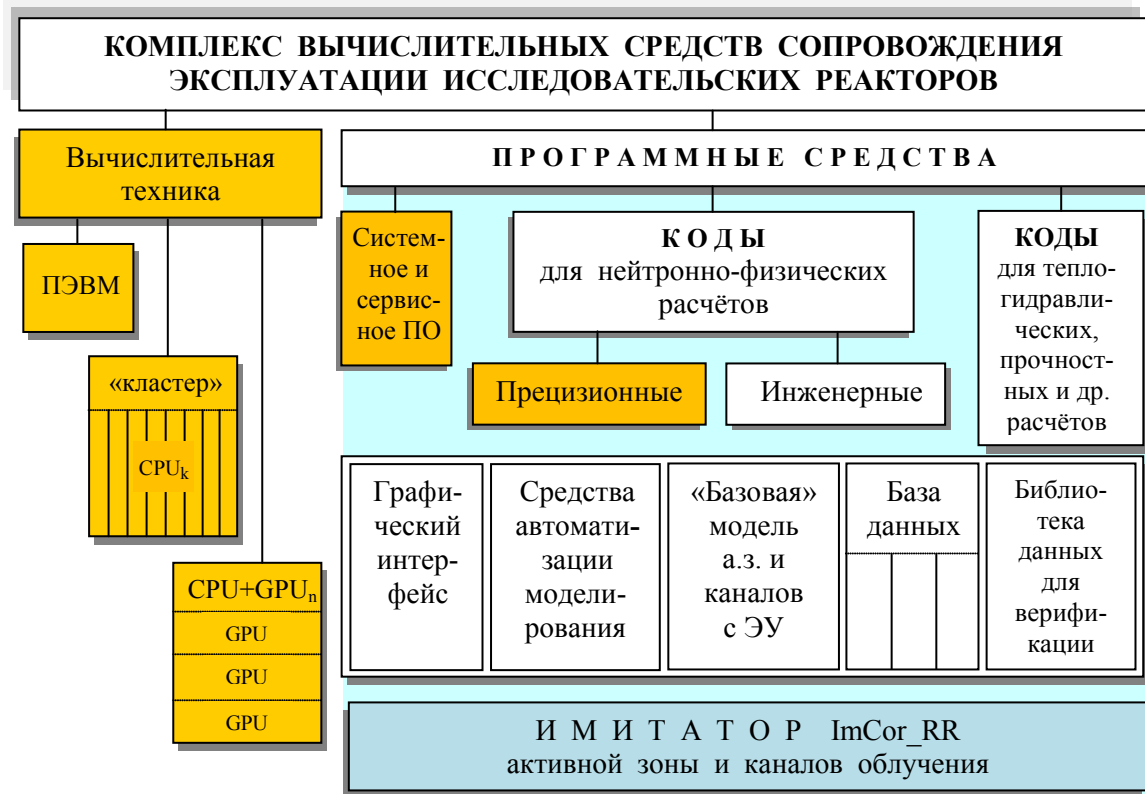


Рис. 2. Типовая структура вычислительного комплекса для расчётного сопровождения эксплуатации ИР: ПЭВМ – персональный компьютер; «кластер» – система с десятками (сотнями) CPU; CPU+GPU_n – «гибридная» система.

ГНЦ НИИАР – один из первых государственных научных центров, где в 1999 году был разработан собственный кластер ASIR для централизованного обучения оперативного персонала ИР с использованием функционально-аналитических тренажёров. В 2001 году он стал одновременно использоваться и для текущих нейтронно-физических расчётов активных зон ИР. В 2002 году была установлена система удалённого доступа к кластеру МВС-1000/М (ВЦ РАН, Москва). С 2004 года был открыт доступ к кластеру ВНИИЭФ (г. Саров), а с 2009 года на долговременной основе была введена в эксплуатацию автоматизированная система удалённого доступа сотрудников НИИАРа к вычислительному центру коллективного пользования ВНИИЭФ, что обеспечило возможность существенного увеличения вычислительных ресурсов при решении части задач сопровождения эксплуатации ИР: прогнозные и посттестовые (уточняющие) расчёты условий облучения материалов в каналах, расчёты в обоснование модернизации активной зоны и экспериментальных устройств. Однако оперативно решать задачи текущего сопровождения перегрузок и кампаний оказалось невозможно в силу особенностей функционирования центров коллективного пользования (приоритеты, очерёдность, профилактика, сбои).

Возможным решением проблемы может быть «закрепление» за каждым реактором

достаточно мощной компьютерной системы производительностью 1-2 TFlop/s, которая должна функционировать в режиме постоянной готовности и решать задачи сопровождения эксплуатации одного реактора (в приоритетном порядке). Стоимость такой системы на базе традиционной кластерной архитектуры оценивается в 1-2 млн. руб., что может быть неприемлемо для научного центра с несколькими реакторами.

Проблема в полном объёме может быть решена путём оснащения персональных компьютеров графическими вычислителями (арифметическими ускорителями – GPU) с их потенциальной возможностью обеспечить существенно меньшее значение соотношения «цена/производительность» по сравнению с традиционными кластерными системами. На этом направлении сначала во ВНИИЭФе, а с 2009 года и в НИИАРе, стали отрабатывать технологию перевода фортрановских программ нейтронно-физических расчётов на новую «гибридную» (CPU+GPU) платформу.

Разработка базового программного средства. Еще в начале 80-х годов для проведения нейтронно-физических расчётов при решении задач сопровождения эксплуатации комплекса объектов ГНЦ НИИАР была выбрана программа прецизионного класса из пакета «MCU-4» разработки РНЦ «Курчатовский институт». Сопровождаемый комплекс объектов характеризуется разнообразием используемых топливных, замедляющих, поглощающих и других материалов, а также разнообразием формы и внутренней структуры составляющих элементов. Обеспечение широких возможностей при описании геометрии и материальных составов моделируемых систем, максимально возможной точности нейтронно-физических расчётов различных состояний ядерно- и радиационно- опасных объектов имело при таком выборе определяющее значение. Кроме того, не уступая по точности моделирования ни одному из зарубежных кодов, комплекс программ MCU имел такие важные преимущества, как доступность (в плане приобретения верифицированных версий, получения консультаций разработчиков) и возможность относительно оперативных разработок различных модификаций. Убедительное подтверждение этому – совместные (РНЦ «КИ» и ГНЦ НИИАР) разработки в течение ~25 лет нескольких версий программы (MCU-1.1/DV, MCU4/SM, MCU-RR) по техническим заданиям, в которых (по инициативе и при непосредственном участии автора диссертации) последовательно формулировались требования к разработкам прецизионных ПС в соответствии с возникающими запросами практики. Эти требования и варианты их реализации представлены ниже.

➤ Для обоснования работоспособности элементов конструкции реактора, температурных режимов испытаний материалов и изделий в каналах, радиационной безопасности на этапах их транспортировки, исследований и хранения необходимо проводить расчёты радиацион-

ного энерговыделения от нейтронов и фотонов. Для этого в НИИАРе ещё в 1985-1987 годах в версии программы MCU-1.1/DV были разработаны модуль генерации и переноса фотонов, а также алгоритм совместного расчёта характеристик нейтронного и фотонного излучений. В более поздних версиях (MCU4/SM, MCU-RR) разработчики из РНЦ «КИ» реализовали по сути тот же самый алгоритм, но на более совершенной константной базе.

➤ Для повышения эффективности расчётов при определении функционалов плотности потоков нейтронов и фотонов в областях, удалённых от активной зоны (каналы на периферии отражателя, корпус реактора), или в малых объёмах фазового пространства (мишени, мониторы, фрагменты облучаемых изделий) необходимо использовать алгоритмы неаналогового моделирования. В развитие этого направления Л.В.Майоровым и М.А.Калугиным был разработан оригинальный алгоритм, впервые применённый для реактора ИГР, получивший название АЛИГР. Применительно к ИР с каналами в отражателе этот алгоритм был реализован сначала в версии MCU4/SM, потом и в версии MCU-RR.

➤ При моделировании нейтронно-активационных экспериментов необходимо проводить расчёты скоростей реакций на ядрах элементов, входящих в состав мониторов сопровождения (например, $^{197}\text{Au}(n,\gamma)$; $^{58}\text{Ni}(n,p)$; $^{235}\text{U}(n,f)$). Для этого был реализован алгоритм выборки сечений из специальной «дозиметрической» библиотеки для текущей энергии нейтрона в момент столкновения (или пересечения границы между геометрическими зонами) и «свёртки» их в соответствии с используемой оценкой потока.

➤ Как правило, при эксплуатации ИР используют режим частичных перегрузок активной зоны, в которой даже в стартовом состоянии большинство рабочих ТВС имеют частично выгоревшее топливо. Для более точного задания нуклидного состава ТВС необходимо моделировать выгорание топлива в процессе кампании, для чего был разработан интерфейс подключения к прецизионной программе модуля «выгорания», в качестве которого первоначально была выбрана программа ORIGEN-S и параллельно была начата разработка программы BURNUP. В результате были созданы версии MCU-ORI, MCU-REA; соответствующие модули «выгорания» были включены также в состав версии MCU-RR.

➤ В первые годы 21 века, когда появилась возможность использования кластерных систем, естественным образом возникла необходимость в создании распараллеленной версии программы MCU. Впервые в рамках проекта «MCU» режим распараллеливания вычислений был реализован в 2001 году на кластере ASIR в НИИАР с использованием системы PVM, потом – на кластере МВС-1000/М в ВЦ РАН с интерфейсом MPI. Версия MCU-RR/P может быть поставлена, в принципе, на любом кластере, что было показано при

инсталляции этой версии и проведении расчётов на кластере центра коллективного пользования ВНИИЭФ в режиме удалённого доступа.

В 2009-2010 гг. были начаты разработки распараллеленной версии программы MCU-RR для графических процессоров Tesla фирмы Nvidia с использованием технологии CUDA. Для разработанной версии MCU-RR/T для Tesla C2050 (*Fermi*) была достигнута степень ускорения в работе транспортного модуля в 10-20 раз. Дальнейшая оптимизация этой версии (с существенными изменениями в ряде алгоритмов) в сочетании с возможностью использования трёх GPU в составе «гибридной» ПЭВМ позволила бы достичь производительности вычислений, необходимой для полноценного расчётного сопровождения эксплуатации одного ИР.

Таким образом, разработка специализированной версии прецизионной программы MCU-RR с её ориентацией на компьютерные системы с параллельной архитектурой обеспечивает возможность решения большинства задач РСЭ любых ИР.

В главе 4 приведены результаты реализации SupRROS-технологии применительно к исследовательскому реактору СМ в виде комплекса программных средств – имитатора его активной зоны и каналов облучения (ImCог_СМ).

Высокопоточный исследовательский реактор СМ – корпусной водо-водяной реактор на тепловых и промежуточных нейтронах с центральной нейтронной ловушкой. В поперечном сечении активная зона реактора представляет собой квадрат со стороной 42 см. Высота её топливной части 35 см. Число ячеек для размещения рабочих тепловыделяющих сборок (ТВС) – 28 шт. Шаг размещения ТВС 7,0 см. ТВС представляет собой коробчатый кожух (6,9×6,9 см), внутри которого находятся до 188 твэлов, образующих треугольную решётку с шагом 0,523 см. Твэлы, в зависимости от типа ТВС, могут содержать $5,0 \pm 0,1$ или $6,0 \pm 0,1$ граммов ^{235}U в необлученном состоянии. Обогащение топлива 90 % по ^{235}U . В угловых ячейках активной зоны установлены четыре компенсирующих органа (КО 1-4) системы управления и защиты (СУЗ) реактора. В центре активной зоны размещена замедляющая полость, в которой находятся сепараторная сборка с каналами для облучения образцов различных материалов, а также центральный компенсирующий орган (ЦКО) и четыре бериллиевых вкладыша с направляющими трубами для исполнительных органов аварийной защиты (АЗ). Между активной зоной и корпусом реактора расположен отражатель нейтронов, который набирают из отдельных блоков металлического бериллия высотой 50 см. В отражателе предусмотрены отверстия для размещения каналов облучения и двух органов автоматического регулирования (АР).

Разработка имитатора ImCor_SM включала следующие этапы:

- разработка базы данных с исходной информацией об элементах конструкции реактора и накапливаемой информацией о прошедших кампаниях, «базовой» расчётной модели активной зоны и каналов облучения, средств автоматизации моделирования и графического интерфейса;
- тестирование (как этап верификации без привлечения benchmark-экспериментов с других реакторов) расчётных моделей элементов конструкции и всей активной зоны на экспериментальных данных, полученных на реакторе СМ;
- разработка и реализация алгоритмов вычисления нейтронно-физических характеристик активной зоны с использованием имитатора.

База данных имитатора ImCor_SM.

Все разделы и подразделы базы данных имитатора представляют собой упорядоченный набор файлов, которые расположены в двух основных директориях, относящихся к исходным данным для моделирования и получаемым результатам.

Раздел с исходной информацией состоит из трёх подразделов:

- данные о геометрии ТВС, каналов облучения, ЭУ, которые представлены в виде набора файлов с описанием геометрии каждого элемента конструкции в формате геометрического модуля NCG программы MCU-RR;
- данные о составе топливных зон ТВС всех типов, которые также представлены в виде набора файлов с описанием в формате физического модуля программы MCU-RR нуклидного состава топливных зон ТВС в зависимости от выгорания топлива;
- массивы коэффициентов неравномерности энерговыделения в ТВС всех типов, которые используют для расчёта мощности максимально напряжённого твэла в каждой ТВС. Значения этих коэффициентов $K_T (m_{TBC}, \overline{\alpha}_T, \alpha_C, P_{KO})$ получают для каждого типа ТВС (m_{TBC}) на основе вариантных расчётов потвэльных распределений энерговыделения $\{q_T\}$ и выгорания топлива $\{\alpha_T\}$ ($\overline{\alpha}_T$ – среднее выгорание по объёму ТВС) в зависимости от влияющих на эти величины факторов (тип ТВС в соседних ячейках и выгорание в них топлива α_C , положение компенсирующих органов P_{KO}).

Раздел с результатами моделирования состоит из двух подразделов, в которых хранят информацию о результатах моделирования прошедших загрузок и кампаний в виде файлов, создаваемых программой MCU-RR, а также в виде специальным образом обработанной информации, обобщающей ранее полученные результаты для всех прошедших кампаний.

«Базовая» расчётная модель активной зоны и каналов облучения. Расчётные модели в формате программы MCU-RR тепловыделяющих сборок различного типа, органов СУЗ, центральных вкладышей, отражателя и каналов облучения с типовыми ЭУ являются составными элементами, так называемой, «базовой» MCU-модели активной зоны (рис. 3), которая содержит также информацию о нуклидном составе всех материалов, их температуре, геометрии рассчитываемой системы в целом и в которой предусмотрены возможности автоматизированного изменения загрузок активной зоны и каналов, установки органов СУЗ в любое высотное положение.

Модели ТВС. В активной зоне реактора СМ находятся приблизительно 6000 твэлов. Для учета высотной неравномерности «выгорания» в них топлива, каждый твэл необходимо дополнительно разбить на несколько слоёв с разными нуклидными составами. Поэтому при прямом моделировании всех этих твэлов пришлось бы выделить несколько десятков тысяч физических зон, что существенно замедлило бы подготовку исходных данных и моделирование кампании. В связи с этим на начальной стадии разработок имитатора ImCor_SM использовали, так называемые, гомогенные модели ТВС, для которых объём внутри кожуха разделён на несколько зон (рис. 4,б), нуклидные составы которых представляют собой гомогенные смеси воды, оболочек и топливных сердечников твэлов.

Были разработаны также гетерогенные модели ТВС, в которых твэлы, заданные в виде двух геометрических тел-«крестов» (рис. 4,а), объединены в группы так, чтобы в пределах каждой из них при моделировании облучения в активной зоне формировался усреднённый нуклидный состав топлива.

В «базовой» модели активной зоны предусмотрено задание ТВС пяти типов, для которых разбиения на зоны и группы твэлов аналогичны представленному на рис. 4. Проведённые расчёты критических состояний типовых загрузок активной зоны реактора с гомогенными и гетерогенными моделями ТВС показали совпадение результатов в пределах статистических погрешностей.

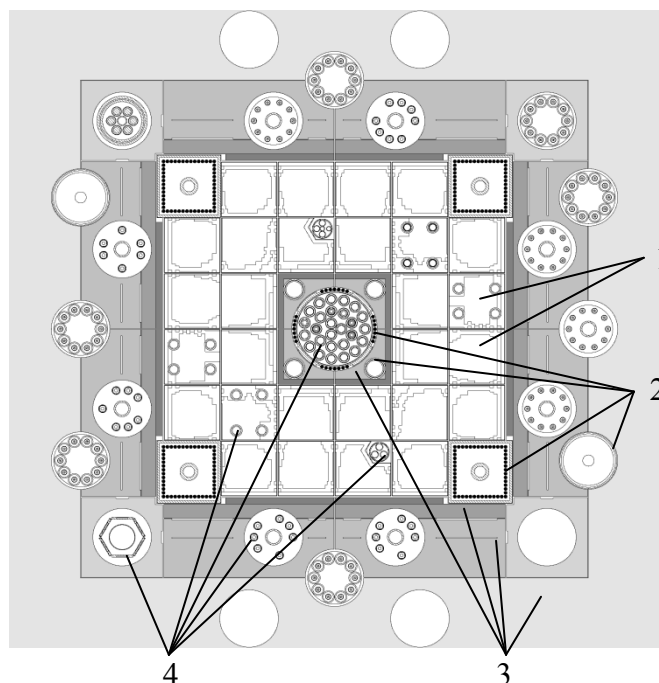


Рис. 3. Поперечное сечение «базовой» MCU-модели активной зоны реактора СМ с моделями: ТВС (1), органов СУЗ (2), вкладышей и отражателя (3), каналов с ЭУ (4)

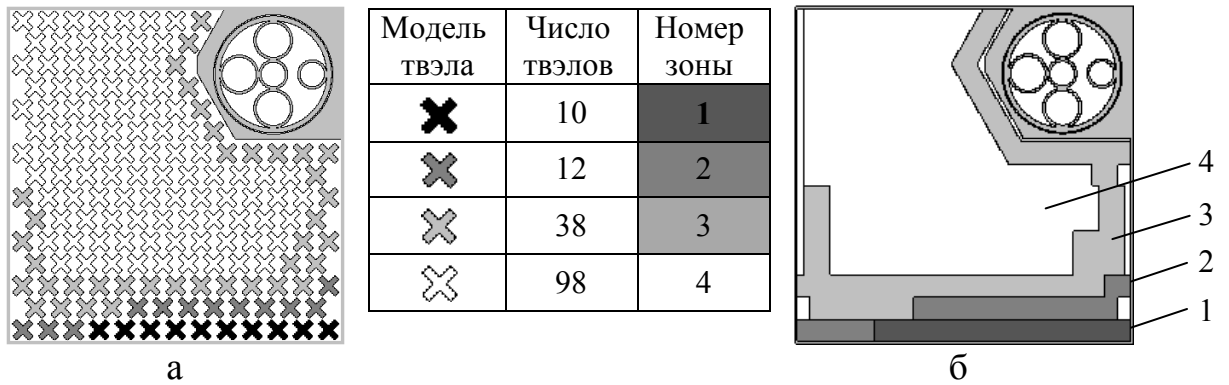


Рис. 4. Объединение твэлов в группы (а) и разбиение поперечного сечения на зоны (б) в моделях ТВС рядом с центральной полостью

Модели органов СУЗ. По высоте расчётные модели ЦКО и стержней АЗ представлены тремя частями: верхняя часть – кольцевая сборка из цилиндрических пэлов на основе оксида европия, нижняя часть – цилиндрический вытеснитель из сплава циркония и переходная часть. В моделях угловых КО также подробно задана верхняя часть (сборка из 52 пэлов), а нижняя (топливная подвеска) представляет собой штатную ТВС. Расчётные модели стержней АР состоят из двух частей: верхней кольцевой сборки пэлов на основе оксида европия и нижнего цилиндрического вытеснителя из бериллия.

Модели центральных вкладышей и отражателя. При длительном облучении нейтронами блоков бериллия в центральной полости и отражателе происходит их постепенное «отравление» нуклидами ${}^6\text{Li}$ и ${}^3\text{He}$. В результате свойства изначально «чистого» бериллия начинают изменяться, что учитывалось при создании моделей бериллиевых блоков. В поперечном сечении центральные вкладыши разбиты на две зоны, ближайšie к ТВС блоки отражателя – на четыре зоны. По высоте блоки отражателя заданы одной зоной, а центральные вкладыши разбиты по высоте на пять слоёв, которые симметрично расположены относительно центральной плоскости активной зоны.

Модели каналов облучения соответствуют их реальной конструкции в пределах высоты активной зоны и включают модели типовых экспериментальных устройств: сепараторной сборки, капсул с мишенями для накопления типовых радионуклидов, сборок для ресурсных испытаний материалов.

Средства автоматизации моделирования.

Модуль генерации MCU-моделей создаёт файл с расчётной моделью активной зоны для программы MCU-RR, а также вспомогательные файлы с информацией для модулей управления программой и обработки результатов. Для создания MCU-модели активной зоны модуль генерации открывает MCU-файл для конечного состояния предшествующей

кампании (на момент остановки реактора на перегрузку), считывает необходимые данные, изменяет их в соответствии с новой картограммой зоны (после перегрузки) и добавляет параметры сценария для следующей кампании.

Модуль управления работой программы MCU-RR предназначен для изменения параметров MCU-модели в процессе моделирования кампании (температуры и плотности теплоносителя, положений органов СУЗ, температуры топлива и т.д.), сохранения файлов с MCU-моделями каждого этапа кампании для продолжения счёта в случае сбоя, а также файлов с результатами моделирования этих этапов для их последующей обработки.

Графический интерфейс.

Для работы с имитатором ImCor_SM разработан графический интерфейс, упрощающий формирование файлов исходных данных при моделировании перегрузок активной зоны, предпусковых экспериментов и кампаний (подмодуль GraMod_SM) и позволяющий отображать получаемые результаты (подмодуль GraFin_SM), используя при этом привычные для персонала реактора экранные образы пультовых приборов и элементов активной зоны в графической оболочке, разработанной в среде Delphi.

Подмодуль GraMod_SM осуществляет загрузку в графическую оболочку результатов моделирования одной из прошедших кампаний; задание графическими средствами загрузки/выгрузки ячеек активной зоны и каналов облучения; задание численных значений параметров следующей кампании.

Подмодуль GraFin_SM осуществляет загрузку в графическую оболочку результатов моделирования кампании из финального файла имитатора и позволяет отображать параметры каждого состояния кампании с детализацией по каждой ячейке активной зоны.

Тестирование разработанных программных средств.

Структура данных для тестирования. Одновременно с разработкой имитатора ImCor_SM отбирали, накапливали и систематизировали экспериментальные данные, получаемые на реакторе и его физической модели, включая эксплуатационные данные по перегрузкам и кампаниям, для верификации программных средств в составе имитатора и, в принципе, любых кодов, которые могут быть задействованы в нейтронно-физических расчётах этого реактора. Параллельно накапливали соответствующие файлы исходных данных в формате программы MCU-RR и файлы с результатами расчётов. На основе всей этой информации была сформирована библиотека данных для верификации ПС, которая может быть частью базы данных имитатора, но может иметь и независимый статус.

В общем случае такая библиотека данных может состоять из разделов /LibDat_RR/, относящихся к различным реакторам (RR) со следующими подразделами: /Dat_Exp/ – с

файлами-описаниями условий проведения измерений характеристик активной зоны, полученных результатов и оценок погрешностей; /Mod_MCU/ – с файлами исходных данных в MCU-формате; /Res_MCU/ – с результатами расчётов.

В наиболее полном объёме тестирование имитатора проводили на экспериментальных данных, полученных в 2005 году после перевода активной зоны реактора на новые ТВС, содержащие твэлы с повышенным на 20 % содержанием урана-235 (6,0 г/твэл). Приведённые ниже погрешности расчётов по программе MCU-RR соответствуют доверительной вероятности 0,67.

Моделирование отдельных состояний активной зоны. Результаты моделирования активной зоны в критических «холодных» «неотравленных» состояниях на минимально контролируемом уровне мощности, экспериментов по «взвешиванию» и градуировке компенсирующих органов, «горячих» критических состояний активной зоны при рабочем уровне мощности (с учётом эффектов разогрева и «отравления» активной зоны) удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными (отклонения от критичности не превышают $\pm 0,1 \% \Delta k/k$; относительные отклонения значений эффективности органов СУЗ находятся в пределах $\pm 10\%$).

Для тестирования фотонного модуля программы MCU-RR, состоящего из подмодуля генерации и переноса фотонов PHOTON и подмодуля расчёта дозовых характеристик PNDIOUS, использовали результаты расчётов по программе MCNP бесконечных сред и сфер конечных размеров из различных материалов с точечным изотропным источником фотонов или нейтронов, а также модельных задач в виде цилиндрических слоёв из материалов активной зоны исследовательского реактора СМ (топливо, вода, бериллий). Использовали также опубликованные экспериментальные данные и результаты измерений, выполненных в НИИАРе. Показано, что относительные отклонения расчётных значений мощности фотонной дозы от результатов измерений в типовых каналах реактора СМ не превышают $\pm 13\%$, а среднеквадратичные отклонения результатов расчёта мощности дозы от экспериментальных значений вблизи транспортного контейнера с источником нейтронов спонтанного деления (^{252}Cf) не превышают 10%.

Для тестирования моделей ТВС в условиях выгорания топлива были использованы результаты экспериментов по облучению ТВС в активной зоне реактора с последующими измерениями активности твэлов методом гамма-сканирования. При сравнении расчётных потвэльных распределений выгорания топлива с экспериментальными данными получено их удовлетворительное согласие (относительные отклонения по модулю не превысили 9%). Средние по объёму ТВС значения выгорания топлива, полученные с использованием

гетерогенных и гомогенных моделей ТВС в составе имитатора ImCor_SM, совпали с результатами, полученными по аттестованной инженерной методике (в пределах погрешности этой методики).

Моделирование кампаний в посттестовом режиме. С использованием имитатора были промоделированы все прошедшие кампании реактора СМ, начиная с июля 2005 года по апрель 2014 года включительно (231 кампания). Для примера на рис. 5 приведены результаты посттестового моделирования критических состояний реактора при стационарных концентрациях «отравителей» для кампаний 2008-2012 годов. Из анализа массива накопленных данных было получено, что среднее значение реактивности за все эти кампании составляет $-0,005 \% \Delta k/k$; средние значения реактивности за одну кампанию $\overline{\rho_{\text{мек}}}$ лежат в пределах $\pm 0,2 \% \Delta k/k$, при этом их среднеквадратичное отклонение от нулевого значения составляет $0,1 \% \Delta k/k$.

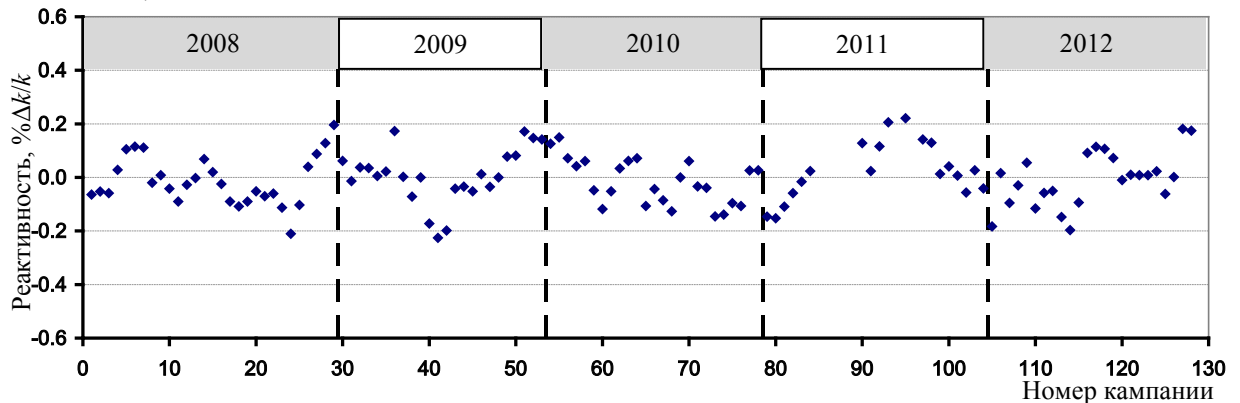


Рис. 5. Средние за кампанию расчётные значения реактивности в период 2008-2012 годы

Результаты использования имитатора ImCor_SM.

Прогнозирование кампании, осуществляемое для планирования перегрузок и совмещения графиков облучения нескольких ЭУ, связано, прежде всего, с оценкой её максимально возможной продолжительности, т.е. момента времени T_k после начала кампании, когда в результате выгорания топлива устанавливается критическое состояние активной зоны при полностью извлеченных органах СУЗ. Для определения этого важного эксплуатационного параметра был разработан алгоритм моделирования, основанный на предположении линейной зависимости запаса реактивности от энерговыработки после выхода реактора на стационарное «отравление». Алгоритм учитывает типичную ситуацию, когда необходимость в прогнозе возникает во время ещё не завершившейся (текущей) кампании. Рассчитываются состояния с уже известными критическими положениями органов СУЗ после выхода реактора на стационарное «отравление» и определяют среднее отклонение от критичности ($\overline{\rho_{\text{мек}}}$). Моделируют «горение» активной зоны в течение оценённой ранее

длительности кампании и определяют нуклидный состав топлива в ТВС на предполагаемый момент окончания текущей кампании. Далее моделируют перегрузку активной зоны и следующую (прогнозируемую) кампанию с нахождением запаса реактивности ($\rho_1, \rho_2, \dots, \rho_n$) в различные моменты времени (t_1, t_2, \dots, t_n) после выхода реактора на стационарное «отравление». Методом наименьших квадратов строят аппроксимирующую линейную зависимость запаса реактивности от времени $\rho(t) = A \cdot t + B$ и путём решения уравнения $\rho(t) = \overline{\rho_{\text{мек}}}$ определяют момент времени $t = T_k$, когда реактор исчерпает запас реактивности на выгорание. Для кампаний 2006-2014 годов, которые завершились полным исчерпанием запаса реактивности, были получены прогнозные и реальные значения энерговыработки реактора СМ, и на основе набранной статистики их отклонений оценена погрешность используемого алгоритма $\pm 40 \text{ МВт} \cdot \text{сут}$. При этом составляющая погрешности, связанная со статистическими отклонениями в расчёте реактивности, равна $\pm 20 \text{ МВт} \cdot \text{сут}$; оставшаяся часть погрешности связана с изменением среднего расчётного значения реактивности от кампании к кампании.

Одновременно с сопровождением текущих и прогнозированием предстоящих кампаний реактора имитатор ImCor_SM использовался и для **проведения исследований**:

- величины и значимости ряда эффектов реактивности, связанных с вариациями исходных параметров расчётных моделей;
- функциональных (аппроксимационных) зависимостей между различными нейтронно-физическими характеристиками активной зоны;
- изменений изотопного состава реакторных материалов (бериллия, поглотителя в органах СУЗ) при их длительном интенсивном облучении;
- характеристик облучения в каналах новых экспериментальных устройств.

Кроме того, с использованием имитатора ImCor_SM был смоделирован поэтапный перевод активной зоны на твэлы с повышенным содержанием урана-235 (первый этап модернизации реактора), что обозначило ещё одну важную область применения имитатора – **прогнозное моделирование активной зоны с существенными изменениями в её составе и конфигурации**.

В этом качестве имитатор использовался и для обоснования второго этапа модернизации реактора, который предусматривает замену используемых в настоящее время ТВС с твэлами на основе медной матрицы на новые ТВС с твэлами, обладающими меньшим вредным поглощением нейтронов (МВП) на основе алюминиевой матрицы. С использованием возможностей имитатора проведены обоснования: условий облучения опытных твэлов МВП в петлевых каналах реактора, параметров выгорающего поглотителя в новых ТВС, новых

компоновочных решений для активной зоны. Таким образом, имитатор использовался в качестве одного из основных программных средств для проведения нейтронно-физических исследований в обоснование ряда технических решений в ходе поэтапной модернизации активной зоны, а также возможности реализации этих решений без длительных остановок реактора, демонстрируя, тем самым, «гибкость» и эффективность программных средств, разработанных на основе технологии SupRRROS.

В **главе 5** приведены результаты реализации SupRRROS-технологии в виде разработок объектно-ориентированных программных средств для решения задач сопровождения эксплуатации различных ИР.

Разработка имитатора ImCor_RBT6. В исследовательском реакторе РБТ-6 бассейнового водо-водяного типа проектной мощностью 6 МВт применяют отработавшие ТВС реактора СМ с достаточно широким спектром значений выгорания топлива (до 47 %). В соответствии с SupRRROS-технологией разработки имитаторов активных зон ИР в дополнение к универсальным компонентам вычислительного комплекса (см. рис. 2) для реактора РБТ-6 разработаны, так называемые, объектно-ориентированные компоненты: база данных, «базовая» модель активной зоны, средства автоматизации формирования файлов исходных данных для программы MCU-RR и графический интерфейс.

В базу данных имитатора ImCor_RBT6 внесены параметры моделей ТВС реактора СМ, тип которых зависит не только от конструкции, но и от положения, которое они занимали в активной зоне реактора СМ в последнюю кампанию перед выгрузкой. Эти модели содержат информацию о пространственных распределениях выгорания топлива и концентрации нуклидов в выделенных группах твэлов после выгрузки ТВС из реактора. Эта информация взята из базы данных имитатора ImCor_SM и дополнена результатами расчётов модельных задач по выгоранию топлива в ТВС активной зоны реактора РБТ-6.

При разработке **«базовой» модели** активной зоны в составе имитатора ImCor_RBT6 за основу была взята расчётная MCU-модель активной зоны, созданная В. В. Пименовым. Процедура переработки обычной MCU-модели в «базовую» была отработана в процессе создания имитатора ImCor_SM.

С помощью разработанных сервисных подпрограмм реализована возможность **«автоматизации»** внесения изменений в файлы исходных данных, связанных с перемещениями органов СУЗ, изменениями концентрации нуклидов в зонах ТВС при выгорании топлива и увеличением объёма твэлов в результате их эксплуатации.

На базе системы Delphi разработан **графический интерфейс**, который позволяет пользователям формировать файлы исходных данных для моделирования перегрузок и

кампаний (подмодуль GraMod_RBT6), а также проводить анализ получаемых результатов (подмодуль GraFin_RBT6).

По аналогии с имитатором активной зоны реактора СМ в имитаторе ImCor_RBT6 предусмотрен режим прогнозной оценки распределения энерговыделения по ТВС активной зоны на основе аппроксимационных зависимостей, полученных после обработки результатов вариантных расчётов по программе MCU-RR.

После этапа *тестирования* разработок на экспериментальных данных отдельные компоненты имитатора (программа MCU-RR, расчётные модели) и имитатор в целом используются в настоящее время для прогнозных расчётов загрузок и кампаний, для моделирования режимов облучения экспериментальных устройств.

Разработка моделей стенда КОРПУС. Для исследования изменений свойств конструкционных материалов под воздействием реакторного излучения в ГНЦ НИИАР на реакторе РБТ-6 был создан стенд КОРПУС, обеспечивающий испытание статистически значимого массива образцов в заданных условиях с контролируемыми параметрами. Обоснование технических решений по формированию и обеспечению требуемых нейтронно-физических условий испытаний образцов в стенде КОРПУС было проведено с использованием программных средств, разработанных автором данной диссертации и В. В. Пименовым. На основе программы MCU-1.1/DV, включающей геометрический модуль CSQ и составной физической модуль ФС-Д с алгоритмами динамического распределения компьютерной памяти и совместного моделирования процессов переноса нейтронов и гамма-квантов, была разработана расчётная модель активной зоны и стенда КОРПУС, которая стала основным инструментом исследований их нейтронно-физических характеристик на этапе обоснования проекта стенда. В дальнейшем В.В.Пименовым были разработаны модели на основе версии MCU-RR и проведены многочисленные расчёты нейтронно-физических характеристик стенда КОРПУС для различных топливных компоновок активной зоны.

Таким образом, выполненные программные разработки и расчётные исследования, в которых автор данной диссертации принимал непосредственное творческое участие, способствовали созданию уникальной установки для испытаний корпусных материалов реакторных установок различного типа, в том числе, реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

Разработка сопровождающих ПС для реактора ИР-8. Активная зона реактора ИР-8, эксплуатирующегося в НИЦ «Курчатовский институт», состоит из 16 тепловыделяющих ТВС типа ИРТ-3М с трубчатыми твэлами квадратного сечения. В 12 ТВС активной зоны размещены каналы с рабочими органами СУЗ. В реакторе 12 горизонтальных каналов для

вывода нейтронных пучков и до 29 вертикальных каналов. Для обеспечения расчётного сопровождения эксплуатации реактора были подготовлены описания около ста циклов работы реактора, начиная с его энергопуска в 1981 году, что позволило сформировать *базу данных* со всеми картограммами загрузки активной зоны, графиками зависимости мощности реактора от времени, критическими положениями стержней СУЗ.

В качестве *базового программного средства* использовали специализированную прецизионную программу MCU-PTR, в формате которой была разработана «*базовая модель*» активной зоны, отражателя, органов СУЗ, каналов и ампульных устройств в полном соответствии с проектной документацией. Для различных вариантов загрузки активной зоны разработан набор полномасштабных трёхмерных моделей, с помощью которых по программе MCU-PTR смоделировали нуклидный состав топлива во всех облучённых ТВС, выгорание изотопа ^{10}B в рабочих органах СУЗ и отравление бериллиевого отражателя. Программа MCU-PTR *верифицирована* на экспериментальных данных, прошла процедуру аттестации в Ростехнадзоре и успешно используется для оптимизации загрузки реактора с целью обеспечения требуемых параметров облучения материалов в ЭУ.

Данный пример демонстрирует возможность использования в качестве базового ПС в составе имитатора любой другой прецизионной программы при условии дополнения её средствами автоматизации моделирования.

Разработки ПС для реактора МИР. Многопетлевой исследовательский реактор МИР (МИР.М1) – реактор канального типа на тепловых нейтронах с замедлителем и отражателем из металлического бериллия. Активная зона высотой 100 см формируется в массиве шестигранных бериллиевых блоков, в центральных отверстиях которых установлены рабочие каналы с четырёхтрубными рабочими ТВС. Первые элементы имитатора активной зоны реактора первоначально разрабатывали на основе инженерных программных средств, с помощью которых моделировали перегрузки активной зоны (комплекс WIMS-BERCLI), а также обосновывали условия облучения твэлов и ТВС в петлевых каналах (программа ПАМИР). Обоснование работоспособности алгоритмов, заложенных в эти ПС, и обеспечиваемой точности расчётов проводили с использованием программы MCU-RR.

Для повышения точности получения распределений энерговыделения в объёме петлевых ТВС (ПТВС) актуальны разработки расчётных моделей петлевых и рабочих ТВС (РТВС) на базе прецизионных программ, а для более оперативного определения этих распределений в любой момент времени облучения актуальны разработки новых алгоритмов и соответствующих инженерных кодов, которые способствуют повышению информативности петлевых испытаний. С этой целью был разработан простой в реализации

параметрический алгоритм, основанный на учёте особенностей активной зоны реактора МИР (ПАМИР-алгоритм), в которой условия облучения ПТВС зависят от мощности только двух рядов окружающих её РТВС:

$$W_k = W_{\Pi} \cdot r_{k \leftarrow \Pi} + \sum_{P=1}^{NP} W_P \cdot r_{k \leftarrow P},$$

где W_k – мощность k -го объекта, $k=\Pi$ (ПТВС), T (ТВЭЛ), Z (высотный участок ТВЭЛ); NP – число ТВС в окружении ПТВС; W_P – мощность РТВС; $r_{k \leftarrow \Pi}$, и $r_{k \leftarrow P}$ (в совокупности обозначаемые $r_{k \leftarrow \Pi, P}$) – ПАМИР-параметры – вклады в мощность k -го объекта от нейтронов, родившихся в ПТВС и РТВС соответственно, при их единичной мощности. Значения этих параметров получают при решении набора модельных задач с различными состояниями ПТВС и окружающих её ячеек в предположении взаимной независимости различных факторов влияния $f=1, 2, \dots, F$ на мощность k -го объекта:

$$r_{k \leftarrow \Pi, P} = r_{k \leftarrow \Pi, P}^{\text{баз}} \cdot \prod_{f=1}^F K_{k \leftarrow \Pi, P}(f)$$

где $\{r_{k \leftarrow \Pi, P}^{\text{баз}}\}$ – «базовые» ПАМИР-параметры, определяемые для каждого ТВЭЛ ($k=T$) или высотного участка ($k=Z$) ПТВС при нулевом выгорании топлива во всех ТВС и верхнем положении всех органов СУЗ; $K_{k \leftarrow \Pi, P}(f) = r_{k \leftarrow \Pi, P}(f) / r_{k \leftarrow \Pi, P}^{\text{баз}}$ – коэффициенты влияния на мощность k -го объекта положений органов СУЗ и выгорания топлива в ТВС. Эти коэффициенты вычисляют на подготовительной стадии для набора значений всех факторов f с помощью разработанного в составе программы MCU-RR подмодуля, позволяющего прослеживать траектории нейтронов от точек их рождения до точек поглощения с регистрацией необходимых скоростей реакций и выделением в них вкладов от различных источников нейтронов деления. Формируют библиотеку коэффициентов влияния.

В процессе моделирования пространственного распределения энерговыделения в объеме ПТВС с использованием заранее полученных «базовых» параметров $\{r_{k \leftarrow \Pi, P}^{\text{баз}}\}$ для данной ПТВС по заданным значениям факторов f извлекают из библиотеки соответствующие значения коэффициентов влияния, вычисляют все ПАМИР-параметры $r_{k \leftarrow \Pi, P}$, мощность ПТВС ($k=\Pi$) $W_{\Pi} = (1 - r_{\Pi \leftarrow \Pi})^{-1} \cdot \sum_{P=1}^{NP} W_P \cdot r_{\Pi \leftarrow P}$, а затем потвэльное ($k=T$) и высотное ($k=Z$) распределения энерговыделения $\{W_k\}$.

Для первого этапа тестирования ПАМИР-алгоритма, реализованного в программе ПАМИР, были проведены эксперименты на критсборке реактора МИР с ПТВС в ячейке

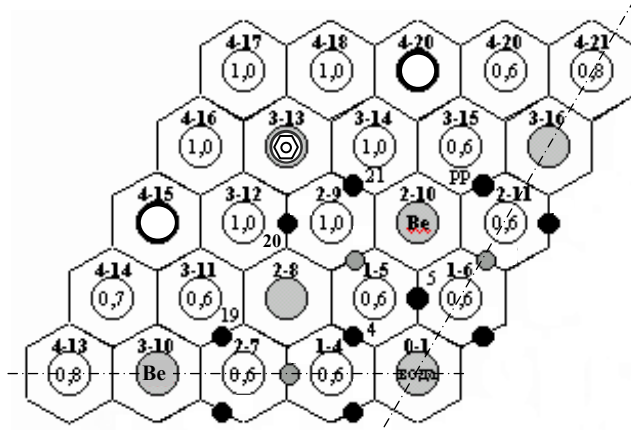


Рис. 6. Фрагмент картограммы загрузки активной зоны критсборки реактора МИР: 3-13 – ячейка с ПТВС; 4-15, 4-20 – ячейки с поглотителем; 2-9 – ячейка с компенсатором и топливной догрузкой (КД); 4, 5, 19, 20, 21, PP– компенсирующие стержни (КС); 1-5 – ячейка с РТВС с долей загрузки топлива 0,6 от номинального значения; 2-10 – ячейка с бериллиевой пробкой.

3-13 (рис. 6), содержащей 18 фрагментов твэлов типа ВВЭР диаметром 9,15 мм. Масса урана в ПТВС 7000 г, обогащение по ^{235}U 4,4 %. В экспериментах измеряли активность твэлов и закрепленных на них индикаторов в виде фольг из металлического урана. Для сравнения расчётных данных с экспериментальными использовали потвэльное распределение энерговыделения, усредненное по результатам измерений двумя способами (погрешность $\pm 3\%$), и высотное распределение, усреднённое по двум твэлам (погрешность $\pm 5\%$).

Исследовали несколько состояний критсборки, в которых формировали различную степень неравномерности потвэльного и высотного распределений энерговыделения в ПТВС, в частности, моделировали максимально возможные “перекосы”: в поперечном сечении ПТВС путем замены РТВС в ячейке 4-17 на поглощающую часть КД и снижения загрузки урана в ячейках 4-16 и 4-18 до 0,6 от номинального значения (состояние 1); по высоте ПТВС путем установки в среднее положение КС-20, КС-21 и КД в ячейке 2-9 (состояние 2).

Результаты расчетов (Р) по программе ПАМИР пространственного распределения энерговыделения в объеме ПТВС в состояниях критсборки 1 и 2 приведены на рис. 7-8 в сравнении с экспериментальными (Э) данными.

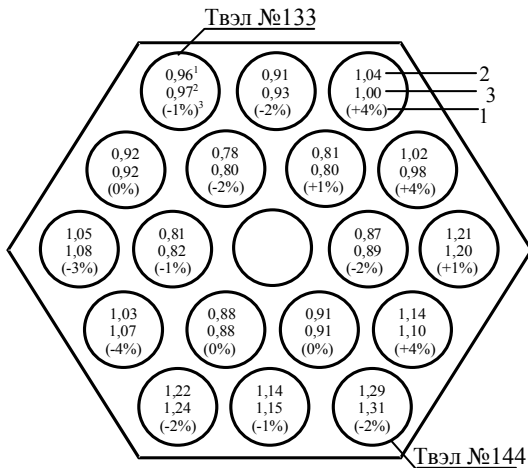


Рис.7. Потвэльные относительные распределения энерговыделения в ПТВС в состоянии 1: отклонение (1) $(P/\bar{P}) \cdot 100\%$ расчётного (2) и экспериментального (3) значений.

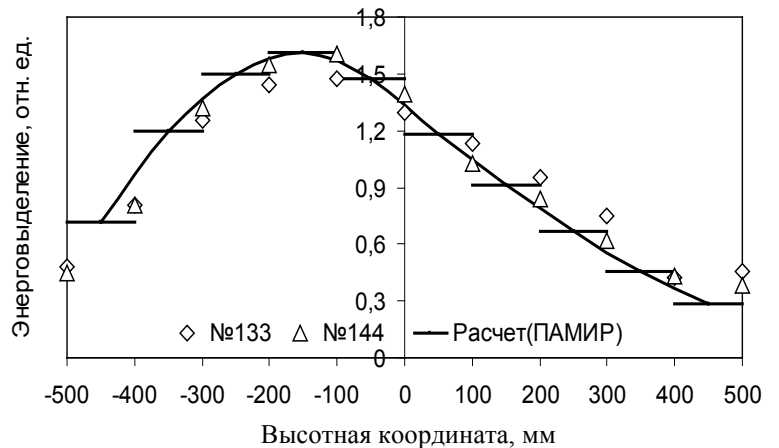


Рис.8. Высотные распределения энерговыделения в ПТВС в состоянии 2: для твэла №133(\diamond) и твэла №144(\triangle); (–) расчёт по программе ПАМИР.

Для этих состояний относительные отклонения $\Delta=(P/\bar{P}-1)\cdot 100\%$ в потвэльных распределениях не выходят за интервал $\pm 4\%$, среднеквадратические отклонения расчётных и экспериментальных высотных распределений энерговыделения составили: 3% для “невозмущенного” распределения в состоянии 1 и 9% в максимально возмущенном состоянии 2, при этом значения коэффициентов высотной неравномерности K_z в расчётах и экспериментах совпали в обоих состояниях ($\Delta < 1\%$).

Полученное удовлетворительное согласие расчётных и экспериментальных результатов по относительным распределениям энерговыделения в объёме ПТВС подтверждает возможность использования программы ПАМИР при обосновании стартовых условий облучения ПТВС в реакторе МИР, способствуя сокращению объёма активационных измерений на критической сборке. Включение программы ПАМИР в состав информационно-измерительной системы реактора МИР, фиксирующей значения мощности рабочих ТВС и положений органов СУЗ, обеспечит возможность оперативного и надежного контроля условий облучения ПТВС и прогнозирования «перекосов» энерговыделения, выходящих за пределы требований к испытаниям опытных твэлов.

В работе приведены примеры многоцелевого использования программы MCU-RR при сопровождении эксплуатации реактора МИР.М1. Являясь основой разрабатываемого в соответствии с технологией SupRROS имитатора ImCog_MIR, эта программа обеспечивает также разработки инженерных программных средств, расширяющих возможности расчётного сопровождения.

Разработки ПС для реактора ВК-50. Для расчётного сопровождения эксплуатации реактора ВК-50 традиционно использовали набор инженерных кодов: POP, КАССЕТА, БИПР-К. Внедрение программы MCU-RR в этот процесс позволило оценить погрешности расчётов по этим кодам, которые оказались существенными при низкой плотности замедлителя и высоком выгорании топлива в твэлах. В период разработки «базовой» модели активной зоны в формате программы MCU-RR в ней находились 72 рабочие ТВС, 16 регулирующих органов с ручным управлением (РР) и три кассеты аварийной защиты (АЗ). ТВС представляет собой пучок стержневых твэлов, размещённых в чехле из циркониевого сплава, который выполнен в виде шестигранника размером «под ключ» 176,5 мм. За время эксплуатации реактора применялись твэлы двух типов, отличающиеся диаметром (10,2 и 9,1 мм), высотой топливной части (2000 и 1980 мм) и обогащением топлива по урану-235 (2,0 %, 2,4 % и 3,0 %). Водный теплоноситель, поступающий в ТВС снизу из «горячего» и «холодного» опускных участков, закипает на начальном участке активной части ТВС и его паросодержание увеличивается по мере движения в пучке твэлов.

Большинство расчётных моделей активных зон критической сборки и реактора представляли собой в поперечном сечении элементы симметрии с центральным углом 120° . В модели каждой ТВС выделены чехол, центральная трубка и твэлы. Расчётные модели разбиты на высотные слои. Изотопный состав топлива в твэлах (заранее рассчитанный для набора значений выгорания топлива и плотности теплоносителя) задан в пределах каждого высотного слоя одинаковым для всех твэлов в зависимости от средних по этому слою значений выгорания топлива и плотности замедлителя. Содержание бора в чехле и плотность воды заданы кусочно-постоянными функциями по тем же высотным слоям.

В результате проведенных расчётных исследований показано, что конфигурации активной зоны, для которых значения $K_{эф}$ по модулю отклоняются от единицы менее чем на 0,009, удовлетворяют критерию их отбора для верификации программ, используемых для сопровождения эксплуатации реактора ВК-50, других ИР, а также для обоснования инновационных проектов установок подобного типа.

В **главе 6** изложен методический подход с использованием прецизионных программ к обоснованиям ядерной и радиационной безопасности сопутствующих работе ИР ядерно- и радиационно- опасных объектов: хранилищ свежих и облучённых ТВС ИР, различного рода радиоактивных и делящихся материалов (РДМ, ДМ), а также опытно-промышленных установок по переработке (переделу) ДМ и изготовлению смешанного уран-плутониевого топлива для ИР на быстрых нейтронах. Для этих объектов приходится решать множество задач, связанных с обоснованием их ядерной и/или радиационной безопасности при наличии обширной номенклатуры ТВС, РДМ, изделий, оборудования, упаковок и разнообразия способов обращения с ними. При этом определяющая роль отводится расчётному обоснованию параметров ядерной безопасности (ЯБ) объектов в соответствии с нормами и правилами, предусматривающими использование аттестованных ПС. Основные принципы формирования и использования ПС для обоснования безопасности комплекса сопутствующих объектов (на примере ГНЦ НИИАР) заключаются в следующем.

1) Для расчётов указанных объектов, имеющих разнообразную геометрию, наиболее эффективно использование прецизионных программ, основанных на методе Монте-Карло. В качестве базовых программных средств выбраны программы из семейства «MCU»: MCU-RFFI/A (аттестованная версия) и MCU-RR (всесторонне верифицированная при разработке имитаторов активных зон ИР).

2) В формате прецизионной программы разрабатывают расчётные модели объекта без использования процедуры гомогенизации материалов. Последовательно моделируют

все состояния объекта, которые могут реализоваться в результате ошибок персонала, отказов оборудования, воздействия природных и техногенных факторов.

$$\text{Если все полученные значения } K_{эф} < K_{эф}^{норм} - (\Delta K_{эф}^2 + 0,006^2)^{0,5},$$

где $K_{эф}^{норм} = 0,950$; $\Delta K_{эф}$ – статистическая погрешность расчёта (3σ), $0,006$ – методическая погрешность расчётов систем с высокообогащённым урановым топливом,

то делается заключение, что ЯБ объекта обеспечивается без наложения ограничений на его параметры. В противном случае формулируются соответствующие условия и ограничения.

3) Аналогично осуществляется процедура расчётного анализа и обоснования ЯБ процессов и оборудования в защитных камерах и боксах в составе проектов опытно-промышленных установок по переделу делящихся материалов пироэлектрохимическим способом. Для таких производств характерно уплотнённое размещение оборудования, осуществление дистанционно управляемых перемещений и фасовок ДМ в условиях ограниченного пространства, образование просыпей и отложений ДМ, их накоплений в фильтрах и отстойниках.

Для моделирования штатных условий и исходных событий на всех этапах технологического процесса, состоящего из ряда последовательно выполняемых операций, разрабатывают расчётные модели каждой единицы задействованного оборудования и комбинаций их возможных расположений и загрузок. Проводят расчёты $K_{эф}$, исследуя влияние на значения этого параметра различных исходных событий, приводящих к изменениям массы ДМ в используемых единицах оборудования, их взаимного расположения и заполнению водой. Для всех полученных значений $K_{эф}$ проверяется выполнение приведённого выше условия обеспечения ядерной безопасности (при $K_{эф}^{норм} = 0,980$ для аварийных ситуаций). В диссертации приведены примеры обоснований ЯБ типовых технологических процессов передела ДМ в ГНЦ НИИАР.

4) Результаты расчётного анализа ЯБ оформляются в виде документа «Обоснование ядерной безопасности (хранилища, оборудования, технологического процесса, транспортировки упаковок)», который, как составная часть проектно-технической документации, направляется в специализированную организацию для проведения экспертизы и выдачи соответствующего «Заключения». В период 1999 – 2007 г.г. в НИИАРе с участием автора диссертации подготовлено 107 «Обоснований ЯБ ...», на которые были получены положительные «Заключения ОЯБ ФЭИ».

5) Для обоснования радиационной безопасности проводимых работ наряду с дозиметрической аппаратурой используют программные средства при решении задач прогнозирования радиационной обстановки в ходе транспортно-технологических операций с облучёнными изделиями, для получения более полной информации об источнике излучения (решение обратных задач). Применение ПС может также способствовать уменьшению числа измерений на радиационно-опасном объекте, что снижает дозовую нагрузку на персонал, проводящий измерения.

б) В процессе функционирования комплекса сопутствующих объектов накапливается обширный объём информации, которую необходимо структурировать, формализовать и сохранять для последующего анализа, обобщения, оперативного отображения и использования. Для этого разрабатывают базу данных (БД) с описаниями конструкции объектов и характеристик находящихся в них РДМ, с обоснованиями и инструкциями для персонала по ядерной и радиационной безопасности и другой регламентирующей документацией. Разрабатывают также программные средства для сопровождения этой базы данных.

Подобная информационная система разработана для ядерно- и радиационно- опасных объектов НИИАРа (система ЯРУС).

Представленный методический подход, используемый в ГНЦ НИИАР в процессе расчётного сопровождения эксплуатации сопутствующих объектов, которые обеспечивают функционирование исследовательских реакторов, материаловедческих и радиохимических комплексов, позволяет решать множество возникающих на практике задач в рамках обоснований ядерной и/или радиационной безопасности.

В заключении сформулированы основные результаты диссертационной работы.

1. Систематизированы требования к комплексам вычислительных средств – имитаторам активных зон и каналов облучения исследовательских реакторов и разработаны основные принципы их формирования (обобщённые в виде положений SupRROS-технологии), обеспечивающие решение нейтронно-физических задач на всех этапах процесса сопровождения работы любых ИР в режиме нормальной эксплуатации. Обоснован выбор базового программного средства в составе имитаторов – прецизионной программы, реализующей метод Монте-Карло, и разработана её специализированная версия MCU-RR как результат адаптации программных модулей из пакета «MCU-4» с добавлением подмодулей для автоматизации формирования файлов исходных данных,

моделирования загрузок и кампаний ИР, условий облучения экспериментальных устройств, для распараллеливания вычислений. Ориентация на программу такого класса обеспечивает универсальность, её применимость к сопровождению эксплуатации любых ИР, позволяя достичь более высокой по сравнению с инженерными ПС точности расчётов, одновременно обеспечивая современные потребности в оперативности моделирования путём использования распараллеленной версии программы для многоядерных центральных процессоров. При этом имеющийся опыт адаптации прецизионных программ для работы в среде «гибридных» вычислительных систем с графическими сопроцессорами свидетельствует о реальной возможности ещё в большей степени повысить эффективность расчётного моделирования при решении задач сопровождения эксплуатации ИР, подтверждая, тем самым, перспективность SupRROS-технологии.

2. Результатом реализации SupRROS-технологии стало создание имитатора ImCor_SM активной зоны и каналов облучения исследовательского реактора СМ, который выступил в качестве объекта отработки основных принципов формирования сопровождающих вычислительных средств на основе прецизионной программы. В составе имитатора разработаны типовые компоненты:

- «базовая» модель активной зоны реактора в MCU-формате, в которой заданы составы, размеры, высотные отметки всех элементов конструкции и обеспечена возможность их «автоматизированного» изменения;
- база данных с тремя основными разделами, содержащими исходную информацию об элементах конструкции активной зоны и экспериментальных устройств; финальные файлы и обобщённые результаты, полученные из более глубокого анализа всей совокупности накопленных результатов за весь период расчётного сопровождения (в частности, аппроксимационные зависимости для оперативного обоснования параметров предстоящей кампании);
- программные средства для автоматизации моделирования (программа-генератор MCU-файлов исходных данных), обработки и визуализации исходной и финальной информации (графический интерфейс).

Имитатор ImCor_SM верифицирован на представительной совокупности экспериментальных данных, включая данные многолетней эксплуатации реактора. На основе полученных отклонений результатов расчётов от экспериментальных данных оценена точность моделирования различных эффектов реактивности, изменений нуклидного состава европийсодержащего поглотителя в органах СУЗ, выгорания топлива в ТВС, продолжительности прогнозируемых кампаний, мощности фотонной дозы в облучательных каналах.

На многочисленных примерах показано, что область применения имитатора не ограничивается сопровождением загрузок и кампаний реактора. Он может эффективно использоваться для получения аппроксимационных зависимостей между нейтронно-физическими параметрами на основе статистического анализа информации, накапливаемой в собственной базе данных; для отработки методик сопровождения облучений опытных твэлов и ТВС; для уточнения параметров облучения экспериментальных устройств в ранее проведённых экспериментах.

При моделировании поэтапной модернизации активной зоны реактора СМ имитатор ImCog_SM был использован в качестве средства оценки эффективности предлагаемых технических решений. Внесение изменений в текущие модели штатной активной зоны представлялось аналогом реализации планируемых изменений в реальной конструкции, что позволяло получать соответствующие изменения нейтронно-физических характеристик в сравнении с текущими значениями. Тем самым была выявлена ещё одна область эффективного применения имитатора – прогнозное моделирование активной зоны с существенными изменениями в её составе и конфигурации в соответствии с этапами модернизации реактора, направленных на дальнейшее повышение технико-экономических показателей его эксплуатации.

3. Накопленный опыт разработки имитатора ImCog_SM позволил выявить общие подходы к разработке структурных компонентов имитаторов активных зон любых других ИР, например, реакторов бассейнового типа (РБТ-6, ИР-8), петлевого канального реактора (МИР); корпусного «кипящего» реактора (ВК-50).

Естественным продолжением работ в этом направлении стали программные разработки для реактора РБТ-6, использующего частично выгоревшие ТВС реактора СМ, поскольку данные по выгружаемым ТВС, накапливаемые в базе данных имитатора ImCog_SM, являются исходной информацией для имитатора ImCog_RBT6, который используется в настоящее время для прогнозных расчётов загрузок и кампаний, для моделирования режимов облучения экспериментальных устройств.

Программа MCU-RR может успешно использоваться не только в составе имитаторов, но и как специализированное средство для проведения расчётных исследований, например, в обоснование проекта облучательного стенда КОПУС, для обоснования загрузки активной зоны реактора РБТ-6 с целью обеспечения требуемых условий испытаний материалов на этом стенде.

Разработки в русле технологии SupRROS сопровождающих ПС для реактора ИР-8 стали примером возможности использования в качестве базового ПС в составе имитатора

другой прецизионной программы – MCU-PTR при условии дополнения её средствами автоматизации моделирования.

Для реактора МИР разработка имитатора на основе программы MCU-RR находится на стадии создания базовой модели активной зоны и каналов облучения. При этом сама программа интенсивно используется для разработки инженерных программных средств и решения многочисленных задач сопровождения эксплуатации реактора и петлевых экспериментов. Полученные результаты расчётных исследований были использованы при уточнении методик определения мощности испытуемых твэлов в петлевых каналах, мощности рабочих ТВС, а также при обоснованиях температурных режимов эксплуатации и радиационного ресурса других элементов активной зоны. Всё это обеспечивает повышение представительности, теплотехнической надёжности и безопасности петлевых испытаний, а также эксплуатации реактора в целом.

Для реактора ВК-50 доля расчётных исследований, проводимых с использованием программы MCU-RR, значительно меньше по сравнению с указанными выше ИР, что является отражением специфики энергетического реактора с кипящим теплоносителем, в котором существенную роль играют теплогидравлические процессы. В связи с этим необходимо предусмотреть включение в состав разрабатываемого имитатора ImCor_ВК программы расчёта теплофизических параметров активной зоны.

Результаты выполненных разработок и исследований свидетельствуют о том, что имитаторы, создаваемые на основе SupRROS-технологии, и базовая прецизионная программа являются эффективными инструментами исследования нейтронно-физических характеристик ИР всех типов и расчётного сопровождения их нормальной эксплуатации, а также надёжными средствами для обоснования вариантов модернизации реакторов и облучательных устройств.

4. Обоснована эффективность использования прецизионных программ для сопровождения эксплуатации не только ИР, но и сопутствующих объектов, обеспечивающих их функционирование. Разработан соответствующий методический подход к обоснованиям ядерной безопасности таких объектов, который впервые применён к многономенклатурному оборудованию и многостадийным технологическим процессам передела делящихся материалов пироэлектрохимическим методом в условиях защитных камер и боксов.

Таким образом, в диссертационной работе в результате выполненных разработок и проведенных исследований решена крупная научная проблема, имеющая важное

хозяйственное значение, а именно, разработаны и внедрены эффективные вычислительные средства сопровождения эксплуатации и модернизации комплекса исследовательских реакторов, способствующие обеспечению их безопасности, повышению объёмов и качества испытаний перспективных материалов, дальнейшему развитию реакторной экспериментальной базы ядерной отрасли России.

Список опубликованных работ по теме диссертации

Статьи в рецензируемых научных журналах из перечня ВАК

1. Ванеев Ю.Е. Аннотация программы NGMK10 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1984. Вып. 6(43). С. 58-59.
2. Ванеев Ю.Е., Пименов В.В. Аннотация программы ADMC-G // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1985. Вып. 7. С. 64-66.
3. Ванеев Ю.Е., Иванов Е.Р. Программа NGMK-10 совместного расчёта характеристик полей нейтронов и гамма-квантов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1985. Вып. 7. С. 57-59.
4. Ванеев Ю.Е. Аннотация составного физического модуля ФС-Д // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 1987. Вып. 1. С. 26-27.
5. Клочков Е.Д., Рисованный В.Д., Ванеев Ю.Е., Дорофеев А.Н. Радиационные характеристики европийсодержащих органов СУЗ реактора СМ-2 после длительной эксплуатации. Атомная энергия, 2002, 93(2). С. 114-116.
6. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Современная технология разработки имитаторов активных зон исследовательских реакторов для оперативного сопровождения их эксплуатации // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2005. Вып. 1. С. 92-99.
7. Ванеев Ю.Е. Разработка комплекса программных средств для сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2006. Вып. 1. С. 84-92.
8. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Кудояров Р.Р. Малков А.П. Программные средства – имитаторы активных зон исследовательских реакторов для сопровождения эксплуатации // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2006. Вып. 4. С. 115-121.
9. Ванеев Ю.Е., Клочков Е.П. Изменения изотопного состава европия в объеме поглощающих элементов при их длительном облучении в ядерном реакторе // Вопросы

атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2009. Вып. 1. С. 78-85.

10. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Технология SupRROS сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов: вычислительные средства, методические подходы и пример реализации // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов. 2009. Вып. 2. С. 69-78.

11. Алексеев А.В., Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Пименов В.В. Использование программы MCU-RR для решения задач сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. 2011. Вып. 4. С. 87-96.

Доклады на научных конференциях и семинарах

12. Казаков В.А., Мельдер Р.Р., Гремячкин В.А., Ванеев Ю.Е. Методическое обоснование внутриреакторных испытаний полномасштабных моделей blankets ИТЭР на реакторах СМ-2/РБТ-6 НИИАР // Труды II Межд. конф. «Радиационное воздействие на материалы ТЯР», 21-24 сентября 1992г. С.-П.: ЦНИИКМ «ПРОМЕТЕЙ». 1992.

13. Markina N .V., R iasanov D .K., T ellin A .I., Lichadeev V.V., P avlov S .V., P imenov V .V., Vaneev Yu.E., B ulycheva L.V., T sikanov V .A., G omin E .A., G lushkov A .E., K alugin M .A., Maiorov L.V., Bryzgalov V.I., Zaritsky S.M. The Dosimetry Experiments and Calculations of Radiation Fields in the High Flux Reactor SM // In Proc. of 4th Working Group on Reactor Dosimetry for VVER. Rez near Prague, Czech Rep., November, 1995, p. 5.

14. Markina N .V., R iasanov D .K., T ellin A .I., Lichadeev V.V., P avlov S .V., P imenov V .V., Vaneev Yu.E., B ulycheva L.V., T sikanov V .A., G omin E .A., G lushkov A .E., K alugin M .A., Maiorov L.V., Bryzgalov V.I., Zaritsky S.M. The Experimental and Calculational Investigation of Radiation Fields in the SM High Flux Research Reactor // In Proc. of the 9th International Symposium on the Reactor Dosimetry. Prague, Czech Rep., Sept. 2-6, 1996, p. 12.

15. Ванеев Ю.Е., Тихончев М.Ю., Малков А.П. Верификация инженерной программы BERCLI на экспериментальных данных с критической сборки реактора МИР-М1 // Сб. трудов семинара «Нейтроника-99», Обнинск: ФЭИ, 2000. С. 36-42.

16. Булычева Л.В., Ванеев Ю.Е., Дорофеев А.Н. и др. Опыт использования пакета программ MCU для обоснований ядерной и радиационной безопасности работ в топливном цикле исследовательских реакторов НИИАРа // Сб. тез. докл. межд. науч.-тех. конф. «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии». Димитровград, 25-29 июня 2001. Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2001. С. 238-239.

17. Антонов С.Н., Антонов О.С., Ванеев Ю.Е. и др. Применение кодов для расчетного сопровождения эксплуатации реактора ВК-50 // Сб. тез. докл. 5-й международной науч.-тех. конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, 2007. С. 73-74.
18. Bulycheva L., Vaneev Yu., Gadjiev G., Gremyachkin V., Zakharova L., Rusakov V. Experience in Development and Application of Software to Support Objects of Usage of Radioactive and Fissile Materials at FSUE SSCRIAR // Proceedings of the 8th International Conference on Nuclear Criticality Safety. St.Petersburg, May 28 - June 1, 2007. P. 277-279.
19. Алексеев А.В., Ванеев Ю.Е., Гомин Е.А., Марин С.В., Марихин Н.Ю., Шумков Д.Ю. Разработка прецизионных программных средств для имитаторов активных зон исследовательских реакторов // Труды XII международного семинара. Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ». 2011. С. 21-28.
20. Vaneev Yu., Ijutov A., Pimenov V. The Energy Release and Fuel Burn-up Determination Methods in the MIR Reactor // Transactions of 12th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management, Hamburg, Germany, March 02-05, 2008.
21. Ванеев Ю.Е., Попыкин А.И., Соколов С.А., Щуровская М.В. Разработка, верификация и валидация кодов для расчётов по безопасности исследовательских реакторов // Сб. тез. докл. межд. науч. конф. «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях». Димитровград, 5-9 декабря 2011 г., ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 111-116.
22. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Реактор СМ: реализация современной технологии расчётного сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов // Сб. тез. докл. межд. науч.-тех. конф. «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях». Димитровград, 5-9 декабря 2011 г., ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С. 138-140

Статьи в научных изданиях, не включённых в перечень ВАК

23. Ванеев Ю.Е., Поляков Ю.Н., Коротков Р.И. Методика расчёта запаса реактивности реакторов со сложной гетерогенной структурой: Препринт. – НИИАР-25(478). М., ЦНИИАтоминформ, 1981.
24. Булычева Л.В., Ванеев Ю.Е., Комаров А.В. и др. Нейтронно-физические характеристики испытательных каналов реактора РБТ-10/2: Препринт. – НИИАР-11(722). М., ЦНИИАтоминформ, 1987.

25. Майоров Л.В., Ванеев Ю.Е. Использование прецизионных расчётов для анализа экспериментов на сборке ZR-6. Препринт KFKI-ZR-6-563/89. Будапешт, 1989.
26. Becker R., Pshenin V., Lazarenko A., Alekseev N., Vaneev Yu. Results of Spectral Codes Verification using Numerical and Experimental Benchmarks. Kernenergie 33(1990), 8.
27. Цыканов В.А., Ванеев Ю.Е., Демидова Л.С. Экономическое сравнение использования различных твэлов в исследовательских реакторах: Препринт. – НИИАР-5(849). Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1994.
28. Ванеев Ю.Е., Тихончев М.Ю. Методика оценки погрешностей решения уравнений диффузионного типа от приближений в алгоритмах подготовки малогрупповых констант: Препринт. – НИИАР-2(852). Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1995.
29. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Малков А.П., Березовский В.Н. Методика экспрессного моделирования пространственного распределения энерговыделения в объеме петлевой ТВС в процессе испытаний в реакторе МИР // Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2004. Вып. 2. С. 10-15.
30. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Булычева Л.В., Краснов Ю.А. Разработка имитатора активной зоны реактора СМ // Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2005. Вып.2. С. 53-60.
31. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Бикинеева С.А., Краснов Ю.А., Малков А.П. Тестирование имитатора активной зоны реактора СМ после загрузки ТВС с повышенным содержанием топлива // Сборник трудов – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2006. Вып. 3. С. 3-9.
32. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Краснов Ю.А. Исследование эффектов реактивности в активной зоне реактора СМ с использованием имитатора IMCOR_SM // Сб. трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2007. Вып. 3. С. 19-26.
33. Антонов О.С., Ванеев Ю.Е., Широков С.В. Разработка и тестирование расчётных моделей активной зоны реактора ВК-50 с использованием прецизионной программы MCU-RR // Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2007. Вып. 3. С. 27-33.
34. Марихин Н.Ю., Ванеев Ю.Е., Краснов Ю.А. Использование имитатора IMCOR_SM для установления функциональных зависимостей между нейтронно-физическими характеристиками активной зоны реактора СМ // Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2008. Вып. 1. С. 12-17.
35. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю. Разработка и тестирование подмодуля PNDOUS в составе программы MCU-RR для расчётов дозовых характеристик нейтронных и фотонных полей // Сборник трудов. – Димитровград: ГНЦ НИИАР, 2009. Вып. 1-2. С. 27-36.

36. Ванеев Ю.Е., Марихин Н.Ю., Старков В.А. Использование имитатора IMCOR_SM в исследованиях по обоснованию модернизации активной зоны реактора СМ// Сборник трудов. – Дмитровград: ГНЦ НИИАР, 2010. Вып. 1. С. 46-51.

Патент

37. Е.П.Клочков, В.Д.Рисованый, Ю.Е.Ванеев и др. "Источник гамма-излучения". Патент России № 2234155 в реестре изобретений от 10.08.2004 г.