

На правах рукописи

Малков Андрей Павлович

**Обеспечение ядерной безопасности
водоохлаждаемых исследовательских
реакторов**

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

Автореферат диссертации на соискание ученой степени
доктора технических наук

Димитровград
2012

Работа выполнена в Государственном научном центре Научно-исследовательском институте атомных реакторов

Научный консультант:
доктор технических наук, профессор

Калыгин Владимир Валентинович

Официальные оппоненты:

доктор технических наук,
директор филиала ФГУП
«НИФХИ им. Л.Я. Карпова»

Кочнов Олег Юрьевич

доктор технических наук,
начальник отдела
ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

Ельшин Александр Всеволодович

доктор технических наук, профессор,
заведующий кафедрой «Ядерные реакторы
и материалы» ДИТИ НИЯУ МИФИ

Красноселов Василий Аркадьевич

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

Защита состоится «__» _____ 2013 г. на заседании диссертационного совета Д 520.009.06 в Национальном Исследовательском Центре «Курчатовский институт», 123182, г. Москва, пл. Курчатова 1.

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

Автореферат разослан «__» _____ 2013г.

Ученый секретарь
диссертационного совета

Мадеев В.Г.

Общая характеристика работы

Актуальность. В утвержденных Президентом Российской Федерации «Основах государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года» (№ Пр-539 от 1 марта 2012 г.) отмечается, что «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии в мирных и оборонных целях ... является одной из важнейших составляющих обеспечения национальной безопасности Российской Федерации» (п.3). Исследовательские реакторы (ИР) входят в ядерный комплекс страны. Обеспечение их ядерной безопасности является неотъемлемой частью общей задачи обеспечения безопасности.

Принципиальным отличием ИР от других типов ядерных реакторов, является наличие экспериментальных устройств (ЭУ). Эксплуатация исследовательских установок подчинена задаче обеспечения требуемых условий облучения для установленных в реактор объектов эксперимента. При этом ЭУ, как и режимы проводимых испытаний, могут оказывать значительное влияние на основные нейтронно-физические характеристики (НФХ) активной зоны. В ряде случаев ввод новых типов ЭУ в процессе эксплуатации реактора, может привести к изменению его проектных характеристик, определяющих состояние ядерной безопасности (ЯБ): запаса и баланса реактивности в кампании, профиля и коэффициентов неравномерности распределения энерговыделения, эффективности органов СУЗ, параметров обратных связей по реактивности. Поэтому проектное обоснование безопасности ИР, как правило, бывает недостаточным при текущей эксплуатации.

Мощность исследовательских реакторов и, соответственно, количество радиоактивных веществ в них меньше, чем у энергетических реакторов, тем не менее, потенциальная опасность ИР для населения и окружающей среды все же достаточно велика в силу таких особенностей эксплуатации, как:

- высокая частота переходных режимов вследствие непродолжительности кампаний и разнообразных сценариев проведения экспериментов;
- частые перегрузки ИР и постоянное перемещение облученных изделий (на исследования, на переработку, в бассейны выдержки, на длительное хранение, на утилизацию и т.д.);
- высокая плотность нейтронного потока со значительной неравномерностью его распределения, что приводит к быстрому набору флюенса нейтронов с большим градиентом повреждающей дозы в используемых материалах и повышению вероятности отказов элементов ИР вследствие этого;
- использование в наиболее мощных ИР, как правило, высокообогащенного топлива, критические параметры которого минимальны;
- эксплуатация большинства ИР в режимах с частичной перегрузкой топлива, что приводит к непостоянству профиля энерговыделения в активной зоне и переменному значению рабочего запаса реактивности;
- меньшее, чем у энергетических реакторов количество физических барьеров, препятствующих распространению радиоактивных веществ, особенно у бассейновых ИР;

- достаточно частые модернизации ИР и внедрение новых устройств с целью расширения экспериментальных возможностей.

Абсолютное большинство ИР являются водоохлаждаемыми реакторами на тепловых и промежуточных нейтронах. Для таких реакторов характерны значительные эффекты в балансе реактивности: потери на отравление топлива продуктами деления, температурные эффекты реактивности, высокий темп потери реактивности при выгорании топлива и т.д. Поэтому для обеспечения требуемой кампании водоохлаждаемых ИР необходим запас реактивности от нескольких $\beta_{эфф}$ до десятков $\beta_{эфф}$. Это, в свою очередь, требует средств компенсации реактивности (органов СУЗ) высокой эффективности. Кроме того, в активной зоне водоохлаждаемых ИР профиль энерговыделения, как правило, имеет сложную форму, а коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения значительно выше, чем для ядерных реакторов иного назначения. Это усложняет выполнение требований ядерной безопасности при эксплуатации водоохлаждаемых ИР.

Особенности исследовательских реакторов с позиций обеспечения безопасности; возможность изменения НФХ этих установок в широких пределах под воздействием ЭУ и режимов испытаний; постоянно ужесточающиеся нормативные требования по обеспечению и обоснованию безопасности ИР при нормальной эксплуатации и возможных аварийных ситуациях обуславливают актуальность системных научных исследований для определения условий обеспечения ядерной безопасности ИР при эксплуатации. При этом под условиями обеспечения ядерной безопасности понимается выполнение необходимых организационно-технических мероприятий по обеспечению безопасности ИР, установленных на основании результатов исследований зависимостей изменения НФХ реакторов от различных эксплуатационных факторов.

Исходя из необходимости исследовательских реакторов для развития ядерной энергетики, радиационной медицины, науки и промышленности можно сделать вывод, что научно-методическое обоснование условий обеспечения ядерной безопасности водоохлаждаемых исследовательских реакторов при их эксплуатации и внедрении технических усовершенствований является научной проблемой, имеющей важное социально-экономическое и хозяйственное значение.

Цель работы – научно-методическое обоснование условий обеспечения ядерной безопасности водоохлаждаемых исследовательских реакторов при их эксплуатации в процессе подготовки и проведения экспериментов, а также при внедрении технических усовершенствований.

Для достижения цели работы автор решал следующие задачи:

- совершенствование методик определения физических характеристик реакторов для повышения точности и достоверности полученных результатов;
- исследование зависимостей и диапазонов изменения эффективности органов СУЗ от различных эксплуатационных факторов;
- получение, анализ, обобщение и систематизация данных по воздействию различных ЭУ и режимов проводимых испытаний на НФХ реакторов;
- установление, на основе полученных результатов, классификационных признаков ЭУ ИР, определяющих условия обеспечения безопасного проведения экспериментов;

– обоснование принципов выбора загрузки реакторов для текущих кампаний и организационно-методической схемы обеспечения безопасности реакторов при их усовершенствованиях и вводе новых ЭУ.

Большинство действующих ИР России, работающих на стационарном уровне мощности, размещены в Научно-исследовательском институте атомных реакторов (НИИАР). В НИИАР эксплуатируются все типы водоохлаждаемых ИР, сооруженных по национальным проектам. Поэтому общие закономерности изменения НФХ под воздействием ввода новых ЭУ, режимов эксплуатации и проводимых модернизаций, а также обоснованные условия обеспечения ядерной безопасности при эксплуатации, полученные для реакторов НИИАР, могут быть распространены на другие реакторы советского и российского дизайна.

Решение проблемы базируется на результатах исследований физических характеристик основных типов водоохлаждаемых исследовательских реакторов, эксплуатируемых в России:

- высокопоточного с нейтронной ловушкой корпусного водо-водяного реактора СМ мощностью 100 МВт;
- материаловедческого канального петлевого исследовательского реактора МИР мощностью до 100 МВт;
- бассейновых реакторов РБТ-6 и РБТ-10 мощностью 6 МВт и 10 МВт, соответственно.

Эти реакторы составляют современную основу реакторной исследовательской базы России. Их используют для испытаний материалов ядерных реакторов энергетического, транспортного, космического назначения, облучения материалов с целью изменения их свойств, производства трансурановых элементов и радионуклидов медицинского, научного и промышленного применения.

Научная новизна состоит:

- В новизне объектов исследований – нейтронно-физических характеристиках реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 с новыми ЭУ или измененным составом активной зоны;
- В установлении факторов влияния, зависимостей и диапазонов изменения эффективности органов СУЗ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10;
- В результатах исследования влияния экспериментальных устройств на НФХ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10;
- В результатах исследования влияния компоновки нейтронной ловушки на физические и эксплуатационные характеристики реактора СМ и научно обоснованных предложениях по усовершенствованию ловушки;
- В предложенной классификации экспериментальных устройств по влиянию на ядерную безопасность исследовательских реакторов;
- В определении принципов загрузки активных зон реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 и обоснованной организационно-методической схеме обеспечения ядерной безопасности реакторов при усовершенствованиях и вводе новых ЭУ.

Достоверность и обоснованность полученных в работе результатов обеспечена применением комплексного подхода, сочетающего экспериментальные и расчетные методы, а также анализ фактических показателей работы реакторов. Достоверность результатов подтверждена многолетним безаварийным опытом эксплуатации реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10.

Практическая ценность работы:

– Усовершенствованные и аттестованные методики определения НФХ используют при эксплуатации реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10. Они включены в состав документации реакторов и реестр метрологической службы НИИАР;

– Результаты исследований характеристик активной зоны с новой компоновкой ЭУ позволили обосновать ряд пределов и условий безопасной эксплуатации реактора СМ после реконструкции 1991-1992 гг.;

– На основании результатов исследований предложен, обоснован и реализован в 2002г новый вариант компоновки нейтронной ловушки реактора СМ, использующийся по настоящее время;

– Определены закономерности и диапазоны изменения эффективности органов СУЗ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10. Эти характеристики внесены в проектную и эксплуатационную документацию реакторов, использованы при анализе и обосновании их безопасности;

– Экспериментально определены физические характеристики реактора СМ при переводе на новое топливо в 2005г., на основании этих результатов установлен ряд условий и пределов безопасной эксплуатации реактора;

– Обоснованы и реализованы алгоритмы перегрузок активных зон реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 обеспечивающие их ядерную безопасность и необходимую продолжительность кампании;

– Результаты исследования НФХ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 внесены в эксплуатационную документацию и использованы при анализе аварийных ситуаций в ходе подготовки отчетов по обоснованию безопасности (ООБ) этих установок, которые необходимы для получения лицензии на их эксплуатацию;

– Полученные результаты используют для обеспечения и обоснования безопасности реакторов при проведении испытаний;

– Экспериментальные данные, полученные по аттестованным методикам измерений, используют для тестирования и верификации программных средств и математических моделей для расчета НФХ исследовательских реакторов.

Апробация работы. Основные результаты работы представлены и обсуждены на 2-й международной встрече по усовершенствованию реакторной безопасности ARS`97 (Орландо, США, 1997 г.); семинаре «Петлевые исследовательские реакторы и обоснование проектных решений в ядерной энергетике» (Димитровград, 1997г.); 5-й конференции по реакторному материаловедению (Димитровград, 1997г.); XX-й международной встрече по проблеме «Снижение обогащения топлива для исследовательских и опытных реакторов» (Вайоминг, США, 1997г.); семинаре "Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов" (Обнинск 1998 и 2001г.); семинаре "Интегрированные математические модели и программные комплексы в ядерной энергетике" (Москва, МИФИ 1999 г.); семинаре "Методическое обеспечение реакторного ма-

териаловедения" (Дмитровград, 1999 г.); XI и XII семинарах по проблемам физики реакторов (Москва, МИФИ, 2000 и 2002 г.); XII ежегодной международной научно-технической конференции ядерного общества России «Исследовательские реакторы: Наука и высокие технологии» (Дмитровград, 2001 г.); 7-й международной конференции «Обращение с топливом исследовательских реакторов», (Экс-ан-Прованс, Франция, 2003г.); отраслевом совещании «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов» (Дмитровград, 2004 г.); международной научно-технической конференции «Исследовательские реакторы в 21 веке» (Москва, НИКИЭТ, 2006г); 8-й международной конференции по ядерной безопасности (Санкт-Петербург, 2007г); 8-й Российской конференции по реакторному материаловедению (Дмитровград, 2007г); ежегодных российских совещаниях «Безопасность исследовательских ядерных установок» (Дмитровград, 2009 - 2012гг); XLIV и XLV зимних школах ПИЯФ по физике и технике реакторов, (Санкт-Петербург, 2010г и 2011г), Международной научной конференции «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях» (Дмитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011г.), Международной научной конференции «50 лет БФС» (Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ», 2012г.), Международной школе-семинаре «Черемшанские чтения» (Дмитровград: ДИТИ НИЯУ МИФИ, 2012г).

Публикации. По результатам исследований в научных изданиях опубликовано 62 работы, из них 16 в ведущих рецензируемых журналах. Предложенные решения защищены 10-ю патентами РФ на изобретения и полезные модели.

Личный вклад.

Лично автором и при его непосредственном участии в качестве исполнителя, ответственного исполнителя, руководителя исследовательских работ, научного руководителя по вопросам ядерной безопасности реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10:

- получены все экспериментальные результаты, представленные в диссертации;
- выполнен основной объем измерений, проведена обработка и анализ результатов исследований НФХ реактора СМ с новым набором ЭУ после реконструкции 1991-1992 гг.;
- усовершенствованы и аттестованы экспериментальные методики определения НФХ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10;
- установлены факторы влияния, зависимости и пределы изменения эффективности органов СУЗ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10, предложены и реализованы изменения в конструкции РО СУЗ реактора СМ;
- предложены, обоснованы и частично реализованы новые, более эффективные, варианты компоновки нейтронной ловушки реактора СМ;
- предложены, обоснованы и реализованы варианты загрузки активной зоны реактора СМ с созданием дополнительных высокопоточных облучательных объемов;
- обобщена информация и выполнен системный анализ результатов исследования влияния ЭУ на НФХ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 на основании которого предложена классификация ЭУ по воздействию на ядерную безопасность исследовательских реакторов;

– обоснованы принципы формирования загрузки активных зон, обеспечивающие выполнения требований ядерной безопасности с существующими типами ЭУ;

– предложена и обоснована организационно-методическая схема определения условий обеспечения безопасности при внедрении новых ЭУ и технических усовершенствованиях реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10.

Очевидно, что изучение характеристик таких сложных объектов, как исследовательские ядерные реакторы – это коллективный труд. Экспериментальные и опытные результаты получены совместно с Калыгиным В.В., Анисимковым О.В., Красновым Ю.А., Пименовым В.В., Святкиным М.Н., Гремячкиным В.А., Ижутовым А.Л., Петелиным А.Л., тестирование математических моделей и расчетные исследования выполнены с Пименовым В.В., Ванеевым Ю.Е., Бунаковым А.В., Узиковым В.А., аттестация методик измерений проведена с Кушником Ю.А.

Основные положения, выносимые на защиту

1. Результаты исследований факторов влияния, зависимостей и пределов изменения эффективности органов СУЗ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10.
2. Результаты исследований нейтронно-физических характеристиках реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 с новыми ЭУ или измененным составом активной зоны.
3. Результаты исследований изменения нейтронно-физических характеристик реактора СМ при изменении компоновки нейтронной ловушки.
4. Классификация экспериментальных устройств исследовательских реакторов по влиянию на ядерную безопасность.
5. Принципы выбора загрузки реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 и организационно-методическая схема обеспечения ядерной безопасности при усовершенствованиях реакторов и вводе новых ЭУ.

Структура и объем работы

Диссертация состоит из введения, 6 глав, заключения и содержит 196 страниц текста, в том числе 63 рисунка, 46 таблиц и список литературы из 270 наименований.

Содержание работы

Во введении обосновывается актуальность работы, сформулированы ее цель, новизна и значимость.

Исследовательские реакторы имеют многолетний опыт эксплуатации. Согласно данным МАГАТЭ с 1942г. в мире было сооружено более 670 исследовательских ядерных установок (исследовательские реакторы, критические и подкритические стенды), из которых в эксплуатации на 2012г находилось около 240. Более 70% установок имеют возраст свыше 30 лет. За годы эксплуатации установок разработано множество устройств для облучения материалов, созданы методики проведения испытаний, накоплен опыт выполнения самых разнообразных экспериментов. В то же время, тематика проводимых исследований постоянно расширяется. В современной ситуации мировая потребность в ядерной энергии стала возрастать. Соответственно, возросли потребности в экспериментальных ресурсах ИР для обоснования предлагаемых проектных решений энергогло-

ков нового поколения (INPRO, Generation IV). Таким образом, в ближайшей перспективе интенсификация использования исследовательских реакторов будет возрастать с одновременным расширением тематики проводимых экспериментов. Развитие ядерной и, в перспективе, термоядерной энергетики; проблемы обеспечения безопасности ядерных установок; требования к лицензированию реакторных материалов; старение ядерно-опасных объектов и необходимость определения возможности их дальнейшей эксплуатации обуславливают необходимость постановки новых классов экспериментов, разработки новых типов ЭУ, реализации заданных, часто динамических, режимов испытаний. С другой стороны, постоянно ужесточающиеся международные и национальные нормы по безопасности, требуют безусловного обеспечения и все более детального обоснования безопасности ядерных реакторов, в том числе и при проведении экспериментов. Очевидно, что любой исследовательский реактор представляет собой сложное техническое сооружение, потенциально опасное по радиационному воздействию на персонал, население и окружающую среду. Поэтому вопросам обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок уделяют большое внимание и международные организации, прежде всего МАГАТЭ, и российские государственные структуры. Представляется целесообразным создание научно-методической базы для обоснования условий обеспечения ядерной безопасности ИР при эксплуатации на основе результатов изучения НФХ исследовательских реакторов различных типов: СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10.

Первая глава диссертации посвящена краткому описанию исследовательских реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 и их экспериментальных устройств.

Водо-водяной корпусной высокопоточный исследовательский реактор СМ на промежуточных нейтронах относится к классу ИР с нейтронной ловушкой – полостью в центре активной зоны, заполненной замедлителем нейтронов. Активная зона имеет высокую концентрацию ^{235}U и относительно небольшую концентрацию ядер замедлителя, в качестве которого используют легкую воду. Стержневые тепловыделяющие элементы крестообразного профиля собраны в ТВС квадратного сечения (188 твэлов в ТВС). Быстрые нейтроны, покидая активную зону, замедляются до тепловых энергий в нейтронной ловушке и боковом бериллиевом отражателе, которым окружена активная зона. В качестве замедлителя нейтронов в ловушке реактора используют легкую воду и бериллий в различных сочетаниях. В ловушке достигается максимальная плотность потока тепловых нейтронов до $5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$ (в воде) при номинальной мощности реактора 100 МВт. В отражателе плотность потока тепловых нейтронов - до $1,5 \cdot 10^{19} \text{ м}^{-2} \text{ с}^{-1}$. В ловушке, ячейках отражателя и каналах специальных ТВС в активной зоне размещают облучаемые образцы.

Физическая концепция реактора определила его особенности: высокое удельное энерговыделение (в среднем $2 \cdot 10^9 \text{ Вт/м}^3$) и неравномерное его распределение (объемный коэффициент неравномерности достигает 6); значительную потерю реактивности на отравление ^{135}Xe (более 4% $\Delta K_{эф}/K_{эф}$); высокий темп потери реактивности на выгорание топлива, что требует эффективных органов СУЗ, количество которых в небольшой (объем около $5 \cdot 10^{-2} \text{ м}^3$) активной зоне ограничено.

В сечении активная зона (Рис.1) представляет собой квадрат $420 \times 420 \text{ мм}$ (6×6 ячеек квадратной решетки с шагом 70 мм). Высота активной зоны 350 мм. Центральная замедляющая полость (ЦЗП) образована извлечением четырех ТВС и состоит из четырех фигурных бериллиевых вкладышей, образующих в сборе цилиндрическую полость, и из устройства, в котором размещают об-

лучаемые мишени. Рабочие органы аварийной защиты (РО АЗ) и центральный компенсирующий орган (ЦКО) кольцевой формы расположены в ЦЗП. Компенсирующие органы (КО) размещены в четырех угловых ячейках активной зоны, а РО автоматического регулирования (АР) мощности реактора находятся в отражателе.

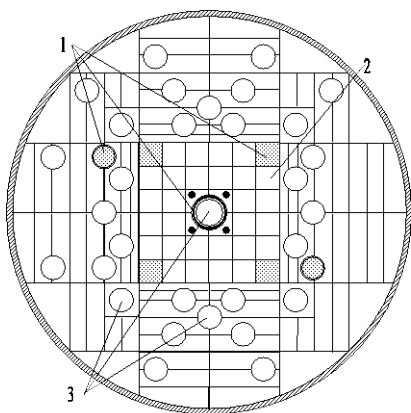


Рис. 1. Картограмма активной зоны реактора СМ
1 – органы СУЗ, 2- рабочие ТВС, 3 – экспериментальные каналы

К экспериментальным устройствам реактора СМ относят нейтронную ловушку, экспериментальные сборки и мишени в активной зоне, 30 вертикальных каналов с загружаемыми устройствами в отражателе. Разнообразие ЭУ по месту размещения в реакторе позволяет проводить испытания в потоках нейтронов с широким диапазоном изменения плотности и спектра. В отражатель могут устанавливаться ампульные устройства и петлевые каналы. В реакторе обеспечиваются условия для накопления радионуклидов, испытаний реакторных материалов, ТВЭЛов, топливных композиций и других элементов активных зон реакторов различного назначения в стационарных и динамических режимах (импульсных, циклических, переходных, аварийных).

Петлевой, каналный, материаловедческий исследовательский реактор МИР предназначен для проведения испытаний новых ТВС, фрагментов ТВС и ТВЭЛов ядерных реакторов различного назначения. Активная зона реактора (рис. 2) размещена в бассейне с водой и набрана из шести-гранных бериллиевых блоков. В осевых отверстиях блоков первых четырех рядов размещают рабочие каналы со штатными ТВС и петлевые каналы с экспериментальными ТВС (ЭТВС). Активная зона окружена двумя рядами бериллиевых блоков отражателя.

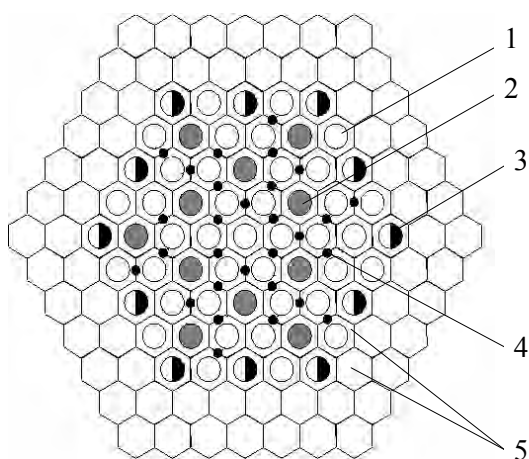


Рис. 2. Картограмма активной зоны реактора МИР
1 – рабочий канал, 2- петлевой канал, 3 – РО КД, 4 – РО АЗ-КО, 5 – Ве-блоки

Рабочие ТВС состоят из четырех коаксиально расположенных кольцевых ТВЭЛов с UO_2 , диспергированным в алюминиевую матрицу. Обогащение топлива по ^{235}U - 90 %, масса ^{235}U в ТВС - 350г. Минимальную невозмущенную критическую загрузку реактора МИР составляют шесть штатных ТВС, размещенных по кольцу и одна частично недогруженная - в центре кольца (~ 2090 г ^{235}U). В активную зону устанавливается до 52 штатных ТВС, то есть полная загрузка содержит несколько критических масс. Реактор эксплуатируется в режиме частичных перегрузок активной зоны. Неравномерность распределения ^{235}U по активной зоне определяется требуемыми режимами испытаний ЭТВС.

Конструкция реактора обеспечивает возможность одновременного испытания нескольких ЭТВС, отличающихся типом твэлов, содержанием делящегося материала в них, требуемым уровнем энерговыделения, параметрами охлаждающего теплоносителя. Это обеспечивается размещением рабочих и экспериментальных ТВС в отдельных каналах. Параллельные прямоточные каналы рабочих ТВС объединены общим контуром охлаждения, в котором используют дистиллированную воду. ЭТВС охлаждает теплоноситель, циркулирующий по автономным контурам – петлевым установкам. В качестве теплоносителя в петлевых установках используют воду, пароводяную смесь, газ. Одновременно в активной зоне может быть установлено до 11 петлевых каналов типа Фильда, подключаемых к семи петлевым установкам. Кроме того, испытание топлива исследовательских водоохлаждаемых реакторов можно производить в каналах, охлаждаемых теплоносителем I контура реактора. Также используются облучательные устройства для накопления радионуклидов, охлаждаемые теплоносителем первого контура реактора, либо водой контура охлаждения бассейна. В штатных петлевых каналах можно испытывать ЭТВС диаметром до 70мм. Основные направления испытаний в реакторе МИР: ресурсные испытания ТВС и твэлов реакторов различного назначения; испытания твэлов с импульсным или циклическим изменением мощности; испытания твэлов в режимах, моделирующих аварии с потерей теплоносителя.

Главное требование, предъявляемое к реактору, - возможность обеспечения, поддержания и контроля заданных условий облучения одновременно для всех исследуемых ТВС. Для выполнения этого условия каждый петлевой канал, расположенный во втором или третьем ряду кладки окружен шестью рабочими каналами. Большое количество органов регулирования и режим частичных перегрузок топлива позволяют создать в каждом петлевом канале необходимые режимы облучения.

На стыке граней бериллиевых блоков размещены органы СУЗ – стержни с поглощающей композицией на основе диспрозия. РО КС, АЗ и АР имеют одинаковую конструкцию: верхняя часть - поглотитель, нижняя - вытеснитель. Всего в активной зоне 29 РО такой конструкции. Из них 2 используют для автоматического регулирования мощности реактора (РО АР), а 27 выполняют функции компенсирующих органов и аварийной защиты (РО АЗ-КС). Схема управления обеспечивает возможность выбора любых шести стержней из 27 в качестве РО АЗ. Вокруг каждого петлевого канала расположено от трех до пяти РО АЗ-КС. Для компенсации реактивности используются также 12 каналов с догрузкой (КД), которые расположены в периферийном ряду кладки активной зоны. КД представляет собой рабочую ТВС, соединенную с расположенной над ней кадмиевой трубой.

Шаг решетки активной зоны 150 мм выбран из конструктивных соображений, с учетом необходимости размещения трубопроводов петлевых каналов. Это привело к тому, что соотношение ядерных концентраций замедлителя и топлива в активной зоне не является оптимальным: замедлителя значительно больше, чем требуется для термализации нейтронов. Вследствие этого изменение плотности воды сложным образом влияет на реактивность. В частности, эффект от уменьшения плотности воды в петлевых каналах и зазорах кладки активной зоны положителен, а для рабочих каналов – отрицателен.

Реакторы РБТ-6 и РБТ-10 относятся к классу бассейновых исследовательских реакторов. Они предназначены для проведения экспериментов по изучению изменения свойств материалов в процессе длительного облучения, накопления радионуклидов, радиационного окрашивания минералов, ядерного легирования кремния. Реакторы имеют типовую компоновку, отличаясь количеством ТВС в активной зоне, мощностью, количеством и расположением экспериментальных каналов. В качестве топлива в реакторах используют отработавшие ТВС реактора СМ. Мощность реактора РБТ-6 – до 6 МВт, РБТ-10 – до 10 МВт. В поперечном сечении активная зона каждого реактора имеет форму квадрата.

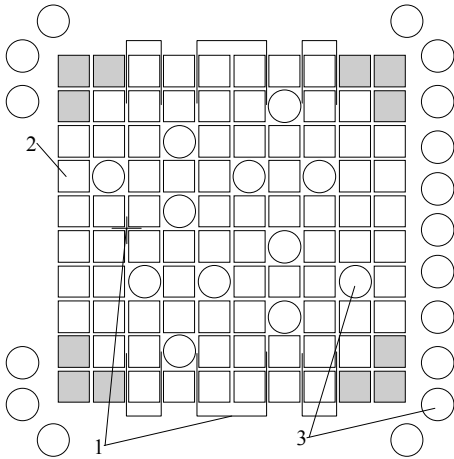


Рис. 3. Картограмма активной зоны реактора РБТ-10
1 – РО СУЗ, 2 – ТВС, 3 – экспериментальные каналы

Для обеспечения максимальной доступности реакторов при проведении исследований в реакторах реализована оригинальная конструкция органов СУЗ. Все органы СУЗ, за исключением РО АР, выполнены в виде сдвоенных овальных сегментов поглощающих пластин, совмещающих функции компенсирующих органов и аварийной защиты. Пластины вводятся в зазоры между ТВС при повороте относительно неподвижного шарнира с двух боковых сторон активной зоны. Рабочие органы АР перемещаются также в зазорах между ТВС в вертикальном направлении. Для реактора РБТ-6 РО АР имеет Т-образную форму, в реакторе РБТ-10 – форму креста. Поперечное сечение активной зоны реактора РБТ-10 показано на рис. 3.

В активную зону реакторов по квадратной решетке с шагом 78мм устанавливают ТВС. Реактор РБТ-6 имеет решетку 8×8 ячеек, 58 из которых занимают ТВС, оставшиеся восемь ячеек предназначены для размещения экспериментальных каналов. Реактор РБТ-10 имеет решетку 10×10 ячеек, из которых 78 занимают ТВС, 10 - экспериментальные каналы. В двенадцати ячейках по углам активной зоны установлены Ве-вытеснители, повышающие эффективность отражателя. Основные ЭУ реакторов РБТ – вертикальные экспериментальные каналы, расположенные в активной зоне и отражателе. Каналы могут быть как ампульными, так и прямоточными с охлаждением облучаемых материалов теплоносителем бассейна по схеме первого контура реактора. В каналах размещают облучаемые материалы.

Описанные установки НИИАР представляют собой основные типы исследовательских реакторов России: высокопоточный с нейтронной ловушкой корпусной водо-водяной реактор (СМ); каналный петлевой (МИР); бассейновые реакторы (РБТ-6 и РБТ-10). Нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики экспериментальных каналов реакторов обеспечивают требуемые режимы испытаний для материалов и элементов разнообразных объектов ядерной и термо-ядерной энергетики в стационарных и динамических режимах. Общие закономерности изменения характеристик реакторов от различных факторов, а также обоснованные условия обеспечения ядерной безопасности при эксплуатации, полученные для различных типов реакторов НИИАР, могут быть распространены и на другие ИР.

Во второй главе описаны применяемые методики определения НФХ исследовательских реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10.

Для повышения точности и достоверности получаемой информации автором решал задачу совершенствования существующих и разработки новых методик исследования нейтронно-физических характеристик, важных для ядерной безопасности реакторов. Решение задачи включало следующие этапы:

- систематизацию, усовершенствование и аттестацию на уровне предприятия применяемых экспериментальных методик исследований с установлением норм погрешностей;
- разработку и внедрение новых методик исследований;
- оснащение критстендов и реакторов современными средствами измерений;
- тестирование, доработку и верификацию по результатам экспериментов программ и математических моделей, используемых для расчета НФХ реакторов;
- системный анализ показателей работы реакторов по таким параметрам, как баланс реактивности в кампании, эффективность органов СУЗ, коэффициенты неравномерности энерговыделения, продолжительность кампании, выгорание топлива в активной зоне;
- внесение изменений в расчетно-экспериментальные методики прогноза НФХ реакторов по результатам анализа фактических показателей работы реактора.

Для определения характеристик влияния ЭУ на ЯБ реакторов и определения условий обеспечения безопасности при проведении испытаний автор применял следующую схему:

- определение НФХ активной зоны реакторов до и после установки ЭУ или реализации технических усовершенствований;
- сопоставление значений НФХ ИР с новым ЭУ или изменённым составом активной зоны с проектными характеристиками реактора, установление степени соответствия или отклонения между ними;
- сопоставление полученных данных с исходными данными, использованными при анализе безопасности, результаты которого представлены в отчете по обоснованию безопасности (ООБ) реактора;
- определение необходимости проведения дополнительного анализа безопасности реактора при использовании данного ЭУ или реализованных изменениях;
- на основании результатов анализа безопасности установление достаточности имеющихся или необходимости реализации дополнительных организационно-технических мер, обеспечивающих безопасность реактора в процессе проведения экспериментов.

С развитием вычислительной техники и программного обеспечения расширяются возможности моделирования и детализации расчета НФХ таких сложных систем, как исследовательские реакторы. В качестве основных расчетных кодов применяют прецизионные программы, реализующие численный метод Монте-Карло (в НИИАР используют программы серии MCSU), и инженерные программы, решающие уравнения нейтронной кинетики в аналитических приближениях. Однако, вследствие сложной структуры активной зоны ИР (большое количество твэлов, которые могут отличаться по геометрии и составу топлива; разнообразные ЭУ; органы СУЗ различной конструкции), значительной неоднородности ее состава из-за применяемых режимов частичной пере-

грузки топлива достоверность получаемых результатов необходимо подтверждать экспериментальными данными.

В экспериментах на критсборках – физических моделях реакторов, которые входят в исследовательский комплекс реакторов СМ и МИР, определяют эффекты реактивности, эффективности органов СУЗ и распределение энерговыделения в активной зоне. Полученные результаты проверяют непосредственно на реакторах. При определении реактивных характеристик на критсборках и реакторах НИИАР используют методы: обратного умножения, сброса, асимптотического периода, перекомпенсации с известной реактивностью и методы, основанные на обращенном решении уравнения кинетики. Для повышения точности и сопоставимости результатов методики измерений для реакторов и критсборок унифицированы. Критсборки и реакторы оснащены современными средствами определения реактивности: аналоговыми и цифровыми реактиметрами. В пределах погрешности результаты, полученные с использованием различных методов, совпадают (табл.1).

Таблица 1

Результаты определения эффектов реактивности различными методами
(эксперименты на критсборке СМ)

Номер измерения	Эффект реактивности, $\beta_{эф}$				
	Метод асимптотического периода	Аналоговый реактиметр «КАРПАТЫ»	Цифровой многоканальный реактиметр		
			1-й канал	2-й канал	3-й канал
1	0,099±0,003	0,100±0,003	0,101±0,004	0,101±0,004	0,101±0,004
2	0,139±0,004	0,140±0,004	0,141±0,004	0,141±0,003	0,141±0,003
3	0,211±0,006	0,210±0,005	0,212±0,007	0,212±0,004	0,212±0,004
4	0,261±0,008	0,260±0,007	0,268±0,006	0,266±0,003	0,267±0,003
5	0,221±0,006	0,220±0,006	0,225±0,005	0,224±0,003	0,224±0,003
6	0,215±0,006	0,210±0,006	0,218±0,005	0,217±0,003	0,218±0,004

Распределение энерговыделения в экспериментах на критсборках определяют измерением γ -активности продуктов деления в твэлах после облучения. Все используемые экспериментальные методики измерения НФХ аттестованы. Погрешность определения реактивных параметров составляет 4,2-10 %, относительного энерговыделения в твэлах 5-10 %.

Такие характеристики, как температурные и мощностной эффекты реактивности, баланс реактивности в кампании, экспериментально можно определить лишь непосредственно на реакторах. Анализ показателей работы реакторов по среднему выгоранию топлива в начале и конце кампании, эффективности органов СУЗ, балансу реактивности, продолжительности кампании, расходу топлива до и после размещения в реакторе ЭУ или реализации технических усовершенствований позволяет оценить влияние изменений на перечисленные характеристики.

Экспериментальные данные, полученные по аттестованным методикам, используют для верификации математических моделей реактора. Для аттестованного Ростехнадзором кода MSU-RFFI/A отклонение между расчетными и экспериментальными данными по $K_{эф}$, как правило, не превышает 1 % $\Delta K/K$, а по коэффициентам энерговыделения - 10 %. Для инженерных методик расчета установлены свои нормы погрешности для соответствующей области применения.

Комплексный подход к получению результатов, сочетающий расчетные исследования, эксперименты на критсборках и реакторах, а также анализ фактических показателей работы реактора повышает качество и достоверность получаемой информации и представляет собой реализацию в методическом плане базовых принципов ядерной безопасности – независимости и разнообразия. Достоверность полученных результатов подтверждена многолетней безопасной эксплуатацией реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10.

В третьей главе приведены результаты исследования факторов влияния и диапазонов изменения эффективности органов СУЗ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10.

Эффективность органов СУЗ – важнейшая характеристика, определяющая показатели эксплуатации и безопасности любого ядерного реактора. От суммарной эффективности компенсирующих органов зависит запас реактивности реактора, его подкритичность при выполнении перегрузочных и ремонтных работ, баланс реактивности и продолжительность кампании. Безопасность реактора при отклонениях от режимов нормальной эксплуатации обеспечивается, прежде всего, скоростью ввода отрицательной реактивности по аварийному сигналу и достаточной эффективностью средств системы останова. При этом эффективность органов СУЗ ядерного реактора не является фиксированной величиной, а может меняться под воздействием различных эксплуатационных факторов. Правила ядерной безопасности ИР накладывают ограничения на характеристики эффективности РО СУЗ. При эффективности органов СУЗ более $0,7\beta\text{эф}$, ввод положительной реактивности должен быть дискретным с шагом $\leq 0,3\beta\text{эф}$. Скорость ввода положительной реактивности не должна превышать $0,07\beta\text{эф/с}$. Исходные данные, необходимые для расчетного анализа любых постулируемых аварийных ситуаций – величина и скорость ввода отрицательной реактивности при останове реактора. Эти параметры определяют временной график изменения мощности реактора в ходе развития инцидента. Для обеспечения нормативных требований по ядерной безопасности и корректного расчета последствий постулируемых аварийных ситуаций необходимо знать закономерности и пределы изменения эффективности РО СУЗ, их значения для анализируемого состояния активной зоны, форму градуировочных характеристик и скорость ввода в активную зону.

Факторов влияния на профиль нейтронного потока в активной зоне, и соответственно, на эффективность органов СУЗ в исследовательских реакторах значительно больше, чем в реакторах другого назначения. Это: структура и физические особенности активной зоны, расположение и конструкция рабочих органов СУЗ, распределение топлива и продуктов деления в активной зоне, заполнение экспериментальных каналов, взаимное положение (глубина ввода в активную зону) органов СУЗ при работе реактора. Кроме того, в реакторе на тепловых нейтронах эффективность органов регулирования может меняться в зависимости от температуры реактора, выгорания топлива, наличия других поглотителей нейтронов. Результаты выполненных исследований показали, что степень влияния перечисленных факторов на эффективность РО СУЗ различных ИР может значительно отличаться, а изменение эффективности конкретных рабочих органов происходит в широком диапазоне.

Расположение РО СУЗ реактора СМ показано на рис.1. Главным фактором, определяющим эффективность РО АЗ, является глубина ввода ЦКО в активную зону. При извлечении ЦКО из активной зоны их эффективность увеличивается в 2,2-2,6 раза. Эффективность РО АР также опреде-

ляется глубиной ввода в активную зону ближнего КО, который в нижнем положении блокирует АР. По мере извлечения КО эффективность РО АР увеличивается более чем в десять раз.

Наибольшее влияние на эффективность КО реактора СМ оказывают количество и распределение топлива в активной зоне, загрузка экспериментальных каналов, взаимное положение КО и ЦКО. При перегрузках ТВС в активной зоне значительно меняется эффективность КО, расположенного в квадранте (1/4 часть активной зоны в прямоугольной системе координат с нулевой точкой в центре реактора), в котором проводят замену ТВС. Максимальное изменение эффективности углового компенсирующего органа наблюдается при установке «свежей» ТВС в ячейку, примыкающую к этому КО и в ячейку, расположенную рядом с нейтронной ловушкой в том же квадранте. При замене отработавшей ТВС на «свежую» в ячейках такого типа эффективность ближайшего к ней КО может увеличиться более чем в 2 раза. Эффективность КО также зависит от выгорания топлива в его топливной подвеске. При достижении выгорания 20-25% (при котором проводят замену топливной подвески) эффективность КО снижается в 1,2 – 1,3 раза. Существенное влияние на эффективность КО оказывают экспериментальные устройства (ЭУ) в отражателе и активной зоне. При загрузке в ближние каналы отражателя устройств с поглощающими нейтроны материалами, эффективность КО уменьшается в 1,2 - 1,3 раза.

Исследования по оценке влияния температуры, выгорания топлива, накопления ^{135}Xe на эффективность органов СУЗ реактора СМ привели к следующим результатам. Изменение температуры в рабочих диапазонах не приводит, в пределах погрешности измерений, к изменению эффективности органов регулирования. При выгорании топлива в ходе кампании происходит снижение эффективности РО СУЗ (до 20% для КО и 10% для ЦКО). Эффективность компенсирующих органов снижается до 1,3 раза вследствие накопления ^{135}Xe .

Результаты исследований позволили определить пределы изменения эффективности органов СУЗ (табл.2). Там же для сравнения приведены паспортные данные реактора до и после реконструкции 1991-1992 гг. Из представленных результатов следует, что эффективность РО СУЗ реактора СМ меняется в значительно более широких пределах, чем считалось ранее.

Таблица 2

Паспортная эффективность органов СУЗ реактора СМ

Орган СУЗ	Количество органов	Эффективность одного рабочего органа, $\beta_{\text{эф}}$	
		до реконструкции	после реконструкции
АЗ	4	0,59	0,45 - 1,5
АР	2	0,05	0,01 - 0,4
КО	4	2,04	1,3 - 3,5
ЦКО	1	4,09	2,5 - 4,5

С учетом полученных зависимостей изменения эффективности органов СУЗ реактора СМ предложены и внесены изменения в конструкцию ЦКО, РО АЗ, РО АР. Расположение поглощающих элементов в 4-х секторах ЦКО, вместо сплошного «беличьего колеса» позволило обеспечить и обосновать безопасность реактора при несанкционированном извлечении углового КО. Обоснование возможности использования РО АЗ без вытеснителя повысило надежность срабатывания АЗ и снизило количество высокоактивных отходов при эксплуатации. Предложены и реализованы две альтернативные конструкции РО АР, каждая из которых уменьшает количество

используемых поглощающих элементов при сохранении эффективности рабочего органа на приемлемом уровне.

Расположение РО СУЗ реактора МИР показано на рис.2. Результаты выполненных исследований показали, что эффективность органов СУЗ реактора МИР меняется в зависимости от распределения топлива в активной зоне, заполнения экспериментальных каналов, взаимного положения органов СУЗ, отравления бериллиевой кладки активной зоны ядрами ${}^6\text{Li}$ и ${}^3\text{He}$.

Одной из главных физических особенностей ректора МИР является наличие в активной зоне нескольких критических масс. Отсюда следует возможность создания в ограниченном участке активной зоны области, параметры которой близки к критическим. В такой области, загруженной «свежим» топливом будет достигаться максимум нейтронного потока (физический центр реактора) вне зависимости от расстояния этой области до геометрического центра активной зоны. На рис.4 приведено распределение эффективности стержней АЗ-КС в зависимости от расстояния до центра локальной области на периферии активной зоны критсборки МИР, загруженной «свежими» рабочими ТВС. В остальных каналах активной зоны были ТВС с загрузкой ${}^{235}\text{U}$ 60-80% относительно номинальной. При таком смещении физического центра эффективность стержней КС одной конструкции, находящихся на одинаковом расстоянии от геометрического центра активной зоны может отличаться более чем в 10 раз. В области, параметры которой близки к критической достигаются максимально возможные эффективности РО СУЗ. Эксперименты, проведенные на критсборке реактора, позволили определить эти предельные значения. Эффективность стержня АЗ-КС реактора МИР не может превышать 5βэф, а рабочего органа КД - 16 βэф. Такое значение эффективности достигается в случае, когда все «свежие» ТВС (до 15шт.), загружаемые за одну перегрузку, установлены в соседние каналы, а в петлевых каналах этой области размещены «тяжелые» экспериментальные ТВС.

При использовании в реакторах комбинированных РО СУЗ с верхней поглощающей частью и нижней – топливной, большая часть суммарной эффективности приходится на топливо. Например, эффективность поглощающей части РО КД реактора МИР при использовании «свежей» ТВС в качестве топливной догрузки составляет около 10% от общего «веса» КД.

Большое влияние на эффективность РО СУЗ реактора МИР оказывает загрузка топлива в ближних к нему каналах. На рис. 5 показано изменение эффективности ближайших к петлевой ячейке второго радиуса кладки органов СУЗ с «тяжелой» ПТВС в зависимости от загрузки топлива в рабочих ТВС окружения данной ячейки. Единица на оси абсцисс соответствует номинальной загрузке ${}^{235}\text{U}$ в «свежих» ТВС. Из представленных результатов следует, что при повышении выгорания топлива в ТВС окружения петлевого канала можно снизить эффективность ближайших РО СУЗ в несколько раз, добившись допустимых по требованиям безопасности шага и скорости ввода положительной реактивности.

Одним из принципиальных факторов, влияющих на распределение потока нейтронов в активной зоне реактора МИР и, соответственно – эффективность органов СУЗ, является загрузка экспериментальных каналов. Результаты исследований показали, что эффективность ближайших РО СУЗ может меняться более чем в пять раз при изменении заполнения петлевой ячейки.

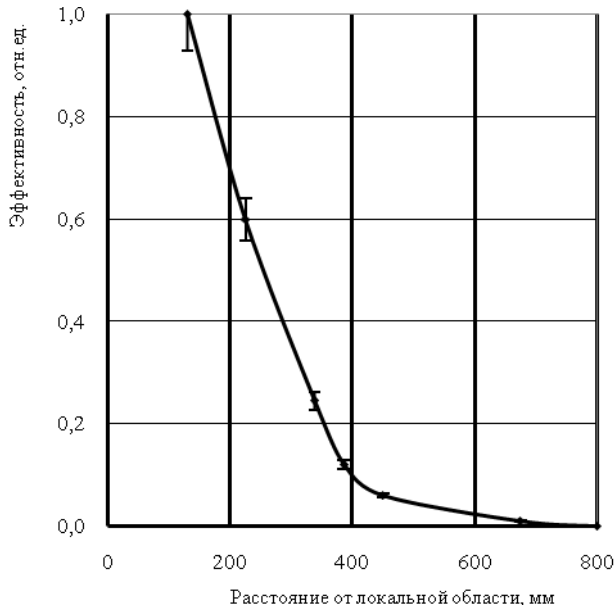


Рис. 4. Эффективность РО АЗ-КС в зависимости от расстояния до центра локальной критической области

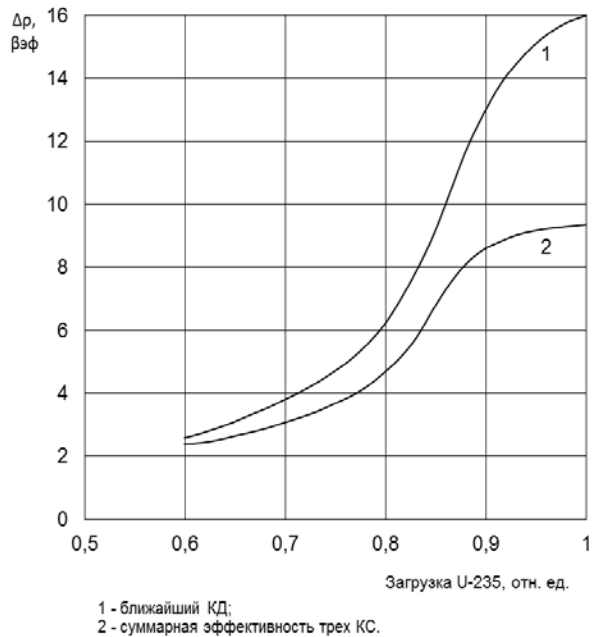


Рис. 5. Изменение эффективности ближних к петлевой ячейке РО СУЗ при изменении массы топлива в рабочих ТВС окружения

Конструктивные и физические особенности реактора МИР определяют значительную интерференцию органов СУЗ. Эффективность отдельных органов может изменяться более чем в 30 раз в зависимости от глубины погружения в активную зону остальных РО СУЗ.

При эксплуатации реактора МИР в бериллии активной зоны происходит накопление ядер ${}^6\text{Li}$ и ${}^3\text{He}$ с большим сечением поглощения нейтронов. Это приводит к изменению нейтронно-физических характеристик активной зоны. Специально поставленный эксперимент по сравнению эффективности РО СУЗ в одинаковых условиях компоновки активной зоны на критической сборке и реакторе МИР в условиях бериллиевой кладки, отработавшей более 20 лет, показал значительное, до двух раз, снижение эффективности рабочих органов реактора из-за отравления бериллия.

Таблица 3

Эффективность органов СУЗ реактора МИР

Рабочий орган	Количество групп (шт.)	Количество органов в группе (шт.)	Эффективность группы, $\beta_{эфф.}$
АЗ	6	1	$0,065 \div 3,2$
АР	2	1	$0,1 \div 0,7$
КС	21	1	$0,065 \div 3,2$
КД	12	1	$0,08 \div 7,0$

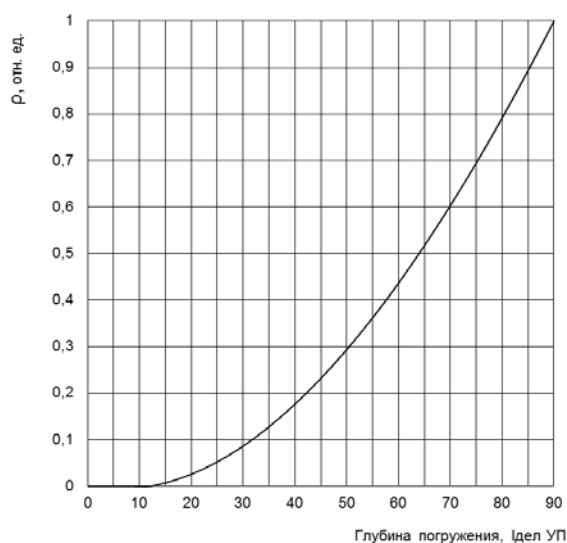


Рис. 6. Типичная градуировочная характеристика РО АЗ-КО реакторов РБТ

Бассейновые реакторы РБТ-6 и РБТ-10 имеют небольшую мощность. В них стремятся поддерживать стабильное распределение топлива за исключением случаев, когда требуется создать специальные условия облучения. Вследствие этого эффективность органов СУЗ от кампании к кампании меняется не так значительно, как для реакторов СМ и МИР.

Градуировочная характеристика АЗ-КО отличается по форме от кривой характерного вида для органов СУЗ, перемещаемых вертикально (рис.6). Максимальную дифференциальную эффективность РО АЗ-КО имеет на заключительном участке хода при вводе органа в активную зону.

Эффективность РО СУЗ реакторов РБТ зависит от загрузки топлива в активной зоне, заполнения экспериментальных каналов, режимов проводимых испытаний. Паспортные диапазоны изменения эффективности РО СУЗ реактора РБТ-6 представлены в табл. 4., реактора РБТ-10 – в табл. 5.

Результаты выполненных исследований показали, что для реакторов, с одной критической загрузкой в активной зоне (СМ, РБТ-6, РБТ-10 и пр.) эффективность РО СУЗ может меняться в несколько раз. Для физически больших реакторов, с несколькими критическими загрузками в активной зоне, таких как реактор МИР, эффективность РО СУЗ может меняться в десятки раз.

Пределы изменения эффективности органов СУЗ для различных ИР, установленные по результатам выполненной работы, оказались значительно шире, чем считалось до проведения исследований.

Таблица 4.

Эффективность рабочих органов СУЗ реактора РБТ-6

Функциональное назначение РО СУЗ	Кол-во групп РО, шт.	Кол-во РО в группе, шт.	Эффективность группы, ($\beta_{эфф}$)
A3-1	1	2	0,15 ÷ 0,35
A3-2	1	2	0,30 ÷ 0,70
A3-3	1	2	0,20 ÷ 0,55
A3-4	1	2	0,20 ÷ 0,55
A3-5	1	2	0,30 ÷ 0,70
A3-6	1	2	0,15 ÷ 0,35
AP	1	1	0,25 ÷ 0,50
КО-1	1	2	0,50 ÷ 1,15
КО-2	1	2	1,05 ÷ 2,40
КО-3	1	2	0,80 ÷ 1,90
КО-4	1	2	0,80 ÷ 1,90
КО-5	1	2	1,05 ÷ 2,40
КО-6	1	2	0,50 ÷ 1,15

Таблица 5.

Эффективность рабочих органов СУЗ реактора РБТ-10

Функциональное назначение РО СУЗ	Кол-во групп РО, шт.	Кол-во РО в группе, шт.	Эффективность группы, ($\beta_{эфф}$)
A3-1	1	2	0,45 ÷ 1,95
A3-2	1	2	1,20 ÷ 3,20
A3-3	1	2	0,45 ÷ 1,95
A3-4	1	2	0,45 ÷ 1,95
A3-5	1	2	1,20 ÷ 3,20
A3-6	1	2	0,45 ÷ 1,95
AP	1	1	0,20 ÷ 0,60
КО-1	1	2	0,65 ÷ 2,20
КО-2	1	2	0,95 ÷ 2,80
КО-3	1	2	0,65 ÷ 2,20
КО-4	1	2	0,65 ÷ 2,20
КО-5	1	2	0,95 ÷ 2,80
КО-6	1	2	0,65 ÷ 2,20

Пределы изменения эффективности органов СУЗ для различных ИР, установленные по результатам выполненной работы, оказались значительно шире, чем считалось до проведения исследований. Знание закономерностей и диапазонов изменения эффективности органов СУЗ необходимо для любого исследовательского реактора. Использование при эксплуатации и анализе безопасности достоверных значений эффективности органов СУЗ является одним из условий обеспечения ядерной безопасности.

В четвертой главе рассмотрено влияние компоновки нейтронной ловушки на физические и эксплуатационные характеристики реактора СМ.

Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в ИР, работающих на стационарном уровне мощности, достигается в реакторах с нейтронной ловушкой. Высокопоточный исследовательский реактор СМ – один из двух действующих реакторов мира, обладающих рекордной плотностью потока тепловых нейтронов. Ловушечная концепция высокопоточного реактора определяет состав, геометрию, условия работы активной зоны, основные конструктивные и компоновочные решения реакторной установки. Соответственно, и компоновка нейтронной ловушки (размеры, замедлитель нейтронов, геометрия расположения элементов ловушки, облучаемые материалы) оказывают заметное влияние на физические и эксплуатационные характеристики реактора: запас реактивности, эффективность органов СУЗ, распределение энерговыделения в активной зоне, мощностной и температурный коэффициенты реактивности; баланс реактивности в кампании; показатели использования топлива. Перечисленные параметры ловушки в процессе эксплуатации реактора могут менять в некоторых пределах для смягчения или ужесточения спектра нейтронов при изменении тематики экспериментальных работ.

Реактор СМ за время своей эксплуатации работал с тремя вариантами компоновки нейтронной ловушки (рис.7). С 1961г и до 1990г в центре реактора находился экспериментальный канал, подсоединяемый к автономному петлевому контуру с легкой водой в качестве теплоносителя. В канале размещали до семнадцати мишеней с облучаемыми материалами. В 1991-1992гг в ходе очередной реконструкции реактора СМ канальный вариант водяной нейтронной ловушки заменили центральным бериллиевым блоком трансурановых мишеней (ЦБТМ) с 27 каналами для облучаемых материалов. Отвод тепла от ЦБТМ стал производиться теплоносителем первого контура реактора. Изменение компоновки нейтронной ловушки было сделано для повышения эффективности производства (на 25-35%) одного из наиболее востребованных на тот момент радионуклидов - ^{252}Cf , за счет увеличения показателя жесткости спектра нейтронов.

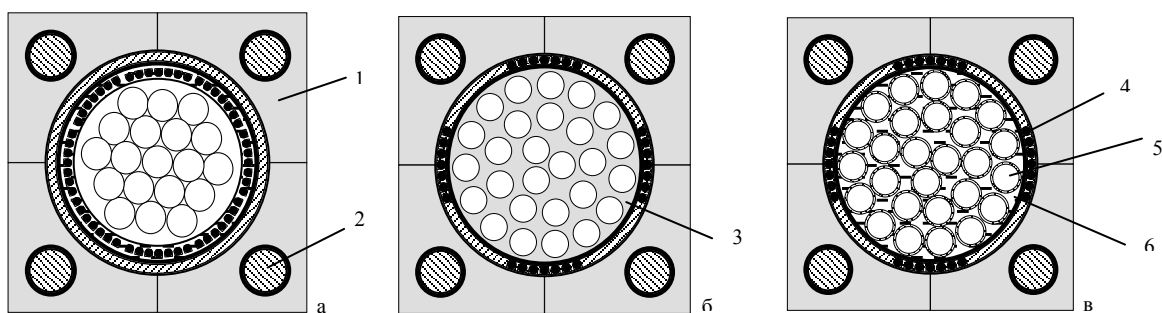


Рис.7 Поперечное сечение нейтронной ловушке реактора СМ с петлевым каналом (а), с центральным Ве-блоком (б) и сепаратором (в): 1 – фигурный бериллиевый вкладыш; 2 – стержень АЗ; 3 – центральный бериллиевый блок; 4 – поглотитель ЦКО; 5 –

В 2002 г. по предложению автора для повышения плотности потока тепловых нейтронов при сохранении количества облучаемых мишеней центральный бериллиевый блок в нейтронной ловушке заменили сепараторной конструкцией из 27 циркониевых труб $\varnothing 14 \times 0,5$ мм с водой в межтрубном пространстве. В зависимости от решаемых задач облучения при эксплуатации реактора может быть выбран тот или иной вариант компоновки нейтронной ловушки.

Результаты исследований НФХ реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки представлены в табл. 6-8.

Таблица 6.

Основные нейтронно-физические характеристики реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки

Параметр	Канальный вариант	Бериллиевый блок	Сепараторная конструкция
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в алюминиевых имитаторах мишеней, $\text{м}^{-2}\text{с}^{-1}$	$2,6 \times 10^{19}$	$1,7 \times 10^{19}$	$2,5 \times 10^{19}$
Изменение запаса реактивности (относительно канального варианта), $\beta_{\text{эфф}}$	0	+1,5	+0,2
Температурный эффект реактивности (от 15 °С до 70 °С), $\beta_{\text{эфф}}$	-0,33	- 0,65	- 0,56
Мощностной коэффициент реактивности, $10^{-5}(\Delta k/k)/\%N_{\text{ном}}$	-4,5	- (3±1)	- (3± 1)
Коэффициент неравномерности энерговыделения по:			
высоте активной зоны	1,25	1,25	1,25
сечению активной зоны	1,65	2,16	1,88
сечению ТВС, граничащей с ловушкой	2,92	2,06	2,27
объему активной зоны	6,0	5,60	5,33
Эффективность, $\beta_{\text{эф}}$:			
стержня аварийной защиты;	0,59	0,5 - 1,5	0,4 – 1,5
ЦКО;	4,09	3,0 - 4,5	2,5 – 4,5
компенсирующего органа;	2,04	1,3 - 3,5	1,3 – 3,5
автоматического регулятора	0,05	0,01 - 0,4	0,01 - 0,4

Таблица 7.

Баланс реактивности в кампании реактора СМ

Параметр	Значения параметра, $\beta_{\text{эф}}$		
	Канальный вариант ловушки	Бериллиевый блок	Сепараторная конструкция
Среднее значение запаса реактивности по кампаниям	9,9	10,1	11,2
Отравление топлива ^{135}Xe	-5,0	-5,5	- 5,5
Температурный эффект реактивности	-0,33	-0,65	- 0,56
Запас реактивности на выгорание топлива	4,57	3,95	5,14

Изменение компоновки нейтронной ловушки приводит к перераспределению энерговыделения в активной зоне. В табл. 9. показаны коэффициенты неравномерности энерговыделения по типовым ячейкам (см. рис. 8) активной зоны для компоновок нейтронной ловушки с центральным бериллиевым блоком и сепараторной конструкцией. Эти коэффициенты использованы для расчета гидравлического профилирования расхода теплоносителя, применяемого в реакторе для обеспечения одинакового запаса до кризиса теплообмена в ячейках, с разной мощностью ТВС.

Таблица 8

Усредненные за год значения характеристик реактора СМ-3, связанных с использованием топлива

Год	Среднее выгорание топлива в а.з., %		Среднее выгорание в ТВС, выгружаемых из а.з., %	Расход свежих ТВС на выработку 1000 МВт·сут
	начало кампании	конец кампании		
2000	16,6	21,0	35,4	4,13
2001	16,2	20,5	34,97	4,25
2002 (с Ве-блоком)	16,5	20,6	35,4	4,44
2002 (с сепаратором)	14,2	18,7	31,1	4,62
2003	14,9	18,8	31,2	4,87
2004*	15,3	19,1	31,3	4,60

* - с 2005г реактор СМ переведен на другое топливо с увеличенной загрузкой урана-235 в твэле

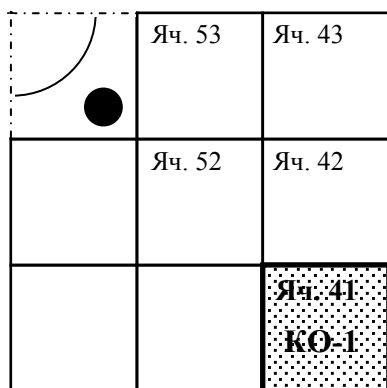


Рис.8. Характерные ячейки реактора СМ

Таблица 9.

Коэффициенты неравномерности распределения энерговыделения использованные при расчете необходимого расхода теплоносителя по типовым ячейкам активной зоны с бериллиевым блоком и сепаратором в нейтронной ловушке

Тип ячейки, (см. рис.1)	k_{si}		k_{ti}		k_{zi}		k_{vi}		Расход теплоносителя через ячейку, м ³ /час	
	Ве - блок	Сепаратор	Ве - блок	Сепаратор	Ве - блок	Сепаратор	Ве - блок	Сепаратор	Ве - блок	Сепаратор
54	2,16	1,88	2,06	2,27	1,25	1,25	5,56	5,33	121,8	112,4
55	1,35	1,35	2,02	1,99	1,25	1,25	3,41	3,36	65,7	63,2
44	1,27	1,44	1,43	1,60	1,25	1,25	2,27	2,88	40,2	52,2
45	1,09	1,12	2,0	1,94	1,25	1,25	2,73	2,72	49,9	48,6
46	0,93	0,83	1,87	2,14	1,25	1,25	2,17	2,22	48,8	48,9

Значительное влияние на физические характеристики ловушечного реактора оказывает количество воды ловушке, которая сочетает в себе свойства, как замедлителя, так и поглотителя

нейтронов. При снижении концентрации ядер водорода в центральной замедляющей полости эффективный коэффициент размножения нейтронов увеличивается, вводится положительная реактивность вплоть до того момента, когда утечка нейтронов из нейтронной ловушки за пределы реактора не превысит количество нейтронов, возвращающихся в активную зону (см. рис. 9). Этот эффект имеет принципиальное значение при обеспечении и обосновании безопасности реактора с петлевым каналом в нейтронной ловушке. Для реактора СМ при реконструкции 1991-1992гг переход на компоновку с бериллиевым блоком снял проблему реактивных аварий с изменением плотности воды в центральном канале, хотя вытеснение воды в каналах бериллиевого блока и сепаратора также приводит к вводу положительной реактивности, но в меньшем (по сравнению с петлевым каналом) масштабе.

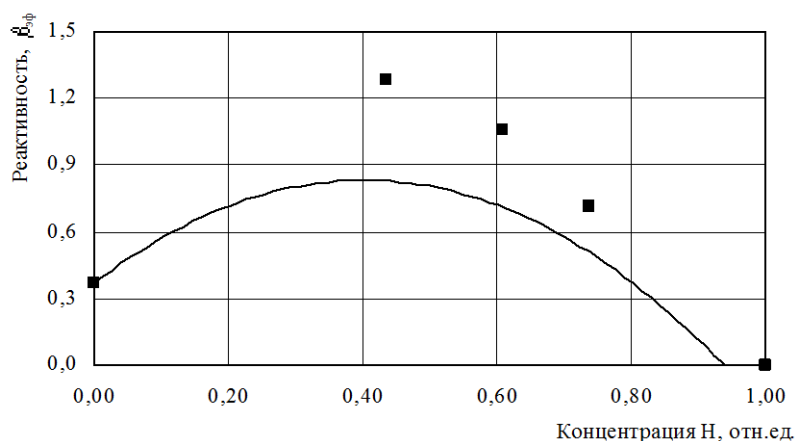


Рис. 9 Зависимость реактивности от концентрации водорода в центральном канале реактора СМ-2
 ————— Расчетная зависимость для пароводяной смеси
 ■ Экспериментальные данные, полученные для жидкостей с различной концентрацией ядер водорода (вода, ацетон (CH_3COCH_3), бензол (C_6H_6), фурфурол ($\text{C}_4\text{H}_3\text{OCHO}$)) и воздуха

Для дальнейшего повышения эффективности использования реактора СМ и расширения его экспериментальных возможностей автором предложены пути расширения возможностей ловушки реактора СМ.

Первый из них заключается в способе загрузки реактора, при котором на границе активной зоны и нейтронной ловушки формируется дополнительная полость с высокой плотностью потока нейтронов путем установки ТВС с экспериментальными каналами большего диаметра (24,5 мм) ориентированных друг к другу и к нейтронной ловушке. Такое решение («малая ловушка») позволяет повысить на 20% количество материалов, облучаемых в условиях высокой плотности потока нейтронов. Исследования изменения реактивных параметров реактора, профиля энерговыделения в активной зоне позволили определить условия безопасной эксплуатации реактора с предложенной компоновкой активной зоны. Установлены безопасные алгоритмы перегрузки активной зоны и предельные величины выгорания топлива в ТВС, формирующих «малую ловушку», при которых не происходит превышения эксплуатационных пределов по

Полученные данные об основных характеристиках активной зоны реактора СМ с различными компоновками нейтронной внесены в проектную и эксплуатационную документацию реактора. Обоснована возможность использования различных вариантов компоновки нейтронной ловушки, что существенно расширило экспериментальные возможности реактора.

мощности твэлов. Способ формирования загрузки активной зоны реактора СМ с организацией дополнительных высокопоточных экспериментальных объемов полностью обоснован с позиций обеспечения безопасности и используется при эксплуатации реактора.

Второй путь предусматривает применение модульной компоновки нейтронной ловушки. Такой подход подразумевает размещение мишеней в четырёх перегружаемых кассетах (модулях) с замедлителем нейтронов и размещение центрального компенсирующего органа крестообразного сечения в зазорах между модулями. Результаты выполненных расчетных исследований позволили сделать вывод о том, что предлагаемая модульная компоновка нейтронной ловушки позволяет увеличить в два раза количество облучаемых материалов и до 1,6 раза объем производства нарабатываемых радионуклидов. При этом появляется возможность оперативного изменения спектральных характеристик потока нейтронов в ловушке путем изменения состава замедлителя и снижается время проведения перегрузочных операций. В частности, путем подбора замедлителя в модулях, возможно реализовать все компоновки ЦЗП, применявшиеся в реакторе СМ. Принципиально важным результатом является повышение эффективности стержней АЗ в 1,17-1,24 раза при нижнем положении ЦКО, что повышает уровень безопасности реактора. Получено, что при переходе на модульную компоновку ловушки изменение коэффициента неравномерности по сечению активной зоны не превышает 4%, коэффициент неравномерности энерговыделения по сечению ТВС, примыкающей к ловушке может вырасти на 17%. При использовании модульной компоновки нейтронной ловушки значение объёмного коэффициента неравномерности энерговыделения снижается в случае применения бериллиевого замедлителя и увеличиваются при использовании воды. Результаты экспериментальных исследований на критсборке реактора СМ показали, что замена сепараторной конструкции нейтронной ловушки на модульную компоновку с водяным замедлителем нейтронов приводит к потере запаса реактивности, снижению эффективности всех РО СУЗ. Однако увеличением загрузки топлива в активной зоне компенсируются указанные потери. Перевод реактора СМ на модульную компоновку нейтронной ловушки предполагается выполнить в ближайшие годы при плановой замене центральной опорной конструкции активной зоны.

Из результатов выполненных исследований влияния компоновки нейтронной ловушки на НФХ реактора СМ следует вывод, что изменение нейтронной ловушки высокопоточного ИР требует детального обоснования ядерной безопасности и реализации технических и организационных мер для ее обеспечения при эксплуатации реактора.

В пятой главе приведены результаты исследования влияния экспериментальных устройств на физику и безопасность исследовательских реакторов и классификация ЭУ по масштабу этого влияния.

Степень воздействия различных ЭУ на характеристики реактора, важные для ядерной безопасности, может существенно отличаться. Например, изменение компоновки нейтронной ловушки, вследствие ее значительного влияния на физические характеристики активной зоны (см. Гл.4), приведет к необходимости выполнения большого комплекса работ по обеспечению и обоснованию безопасности высокопоточного ИР.

Устройства, загружаемые в активную зону также оказывают заметное воздействие на физические характеристик реактора, важные для безопасности. Например, в активную зону реактора СМ загружают до шести ТВС с четырьмя каналами внутренним диаметром 12 мм, каждый из которых образован удалением семи твэлов (рис.10,а). Очевидно, что удаление твэлов из ТВС снижает запас реактивности активной зоны.

Наличие полостей в однородном массиве твэлов приводит к изменению профиля энерговыделения. Мишени в каналах ТВС вносят различное возмущение в поток нейтронов в зависимости от характеристик облучаемого материала. В результате исследований показано, что при замене обычной сборки на ТВС с экспериментальными каналами запас реактивности снижается от 0,1 до 1,2 β эф в зависимости от состава материала мишеней (замедлитель или поглотитель нейтронов). Для сохранения продолжительности кампании необходимо компенсировать пониженное количество ^{235}U в ТВС с экспериментальными каналами увеличением массы топлива в других ячейках активной зоны. Это достигается снижением среднего выгорания делящегося нуклида в ТВС активной зоны в рамках применяющегося для реактора СМ режима частичных перегрузок топлива.

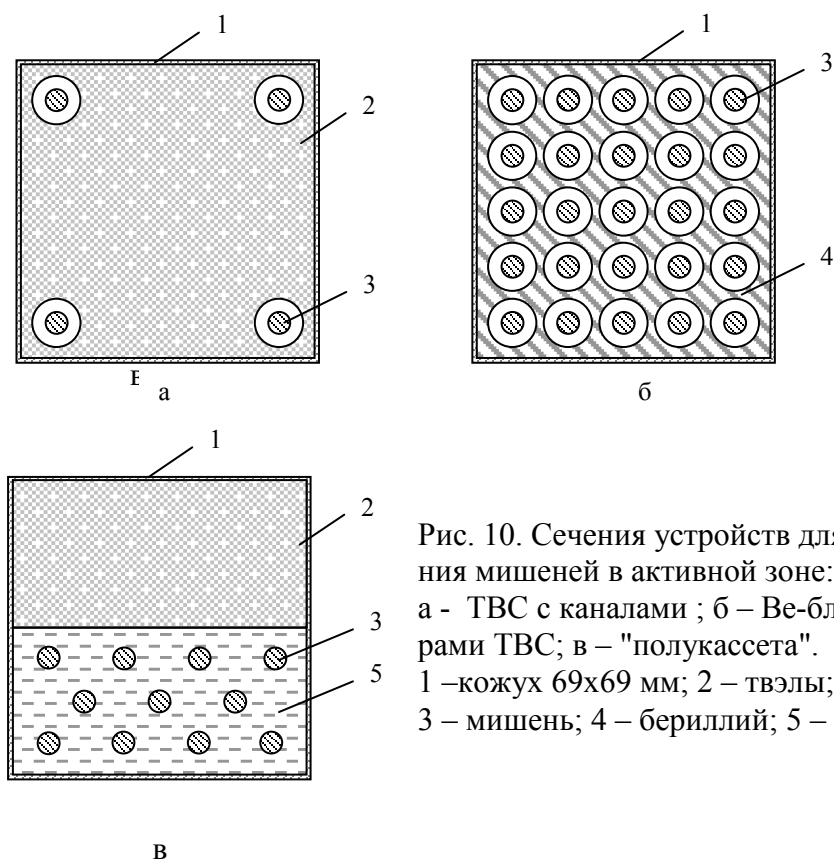


Рис. 10. Сечения устройств для размещения мишеней в активной зоне:
 а - ТВС с каналами ; б – Ве-блок с размерами ТВС; в – "полукассета".
 1 –кожух 69х69 мм; 2 – твэлы;
 3 – мишень; 4 – бериллий; 5 – вода.

Для расширения экспериментальных возможностей реактора СМ актуальна задача создания дополнительных каналов в активной зоне и увеличение их объема. В табл. 10 представлены характеристики влияния ЭУ большого объема в различной компоновке (рис.10б, в), загружаемых вместо ТВС, на реактивность и эффективность органов СУЗ. Показано, что это воздействие, как правило, можно компенсировать специальным алгоритмом перегрузки ТВС таким образом, что характеристики реактора остаются в пределах проектных значений.

Таблица 10

Эффективность КО и эффекты реактивности при загрузке ЭУ в объеме ТВС

Заполнение ячейки между ловушкой и КО-1	Эффективность КО (без топливной подвески), $\beta_{эф}$				Подкритичность, $\beta_{эф}$	Эффект реактивности, $\beta_{эф}$
	КО-1	КО-2	КО-3	КО-4		
ТВС типа 184.05	1,24	1,38	1,18	1,18	2,0	0
Вода	0,84	1,38	1,16	1,11	2,8	-0,8
13 мишеней в воде	0,76	1,36	1,26	1,06	4,2	-2,2
25 мишеней в воде	0,74	1,32	1,26	1,08	4,6	-2,6
Бериллий	0,92	1,38	1,14	1,14	2,6	-0,6
13 мишеней в бериллии	0,84	1,34	1,16	1,14	2,8	-0,8
25 мишеней в бериллии	0,72	1,29	1,16	1,08	3,1	-1,1
Две «полукассеты» с 11 мишенями в воде	1,04	1,16	1,30	1,02	3,5	-1,5

Основное назначение петлевых реакторов – испытание твэлов и ТВС реакторов различного назначения. Сборки твэлов вносят возмущение в размножающие свойства активной зоны. Например, загрузка экспериментальных ТВС в каналы реактора МИР, подключаемые к первому контуру реактора при испытаниях ТВС исследовательских реакторов приводит к увеличению запаса реактивности до 6 $\beta_{эф}$. Эффект от загрузки ПТВС в петлевой канал может достигать 2 $\beta_{эф}$. Эти эффекты реактивности сопоставимы, а в ряде случаев могут и превосходить эффекты реактивности от загрузки рабочих ТВС. Параметры локальной области реактора МИР с «весомой» по реактивности экспериментальной ТВС могут быть близки к критическим, что требует особого контроля за обеспечением безопасности при перегрузке реактора. Эффективности органов СУЗ в такой области достигают максимальных значений. Выбор картограммы загрузки активной зоны и требуемую последовательность перегрузочных операций необходимо выполнять с учетом этого, чтобы не выйти за проектные пределы.

Реактор МИР с 90-х годов прошлого века является основной экспериментальной базой России для испытания твэлов реакторов различного назначения в режимах, моделирующих переходные и аварийные режимы работы: скачкообразные и циклические нагрузки, ухудшение теплоотвода и т.д. Подобные испытания проводятся в динамике, поэтому к условиям обеспечения безопасности реактора при их проведении предъявляются повышенные требования. Особенно это актуально при проведении испытаний твэлов со снижением или полным прекращением движения теплоносителя с одновременным снижением давления (моделирование аварийных условий при разгерметизации контуров охлаждения реакторов).

Избыточное количество замедлителя в активной зоне реактора МИР обусловило наличие положительного эффекта реактивности при уменьшении плотности воды в петлевых каналах. Проведенные исследования позволили выявить следующие общие для всех типов ЭТВС и конструкций петлевых каналов закономерности изменения эффекта реактивности:

– при изменении количества ^{235}U в рабочих ТВС, окружающих петлевой канал, в диапазоне 1,0÷0,6 от номинальной загрузки эффект реактивности при удалении воды из канала уменьшается более чем в пять раз;

- перемещение петлевого канала с экспериментальной ТВС из второго ряда активной зоны в третий приводит к уменьшению эффекта реактивности в 1,6 раза;
- ввод в активную зону ближних к петлевому каналу стержней КС в несколько раз уменьшает эффект реактивности при его осушении;
- основная доля эффекта реактивности (75 – 80%) приходится на опускной участок канала, не содержащий топлива.

Полученные закономерности изменения эффекта реактивности при снижении плотности воды в петлевом канале позволяют выбирать компоновку активной зоны и положение ближних органов СУЗ, при которых положительные эффекты реактивности не превысят допустимых значений.

Еще один класс динамических испытаний твэлов в реакторе МИР – моделирование условий аварийных ситуаций с вводом реактивности. Например, при испытаниях твэлов в режимах, подобных аварии с выбросом регулирующего органа реактора ВВЭР-1000 необходимо обеспечить импульс нейтронной мощности с амплитудой 3÷4 и полушириной импульса до 5с. Методика испытания в реакторе МИР предусматривает получение импульса мощности на испытываемых твэлах путем перемещения поглощающего экрана, экранировавшего твэлы в начальный момент. Введение положительной реактивности компенсируется за счет дополнительного экрана, который замещает в активной зоне первый и имеет аналогичную поглощающую способность. Эффекты реактивности при работе с данным устройством, с учетом постулируемых аварийных ситуаций, представлены в табл. 11.

Таблица 11.

Эффекты реактивности при работе с устройством для моделирования АВР

Операция	$\Delta\rho, \beta_{эф}$
Загрузка ЭУ в канал	- 0,33±0,02
Перемещение экранов на полный хода	$\leq - 0,01$
Выброс поглощающих экранов	+0,38±0,02
Осушение петлевого канала с ЭУ	+ 0,57±0,03

Производство радионуклидов в реакторе МИР не относится к основным направлениям его деятельности. В то же время, реактор используется в качестве резервной установки (при остановках реактора СМ) для производства ^{192}Ir . Иридий является поглотителем нейтронов, поэтому загрузка ОУ с мишенями существенно снижает запас реактивности (до - 7 $\beta_{эф}$) и влияет на распределение энерговыделения.

Для реакторов РБТ основное направление исследований – испытание материалов в условиях ионизирующих излучений. Эффекты реактивности при проведении экспериментов с ОУ для материаловедческих исследований, как правило, составляют несколько десятых $\beta_{эф}$. Например, в табл. 12 приведены эффекты реактивности для реактора РБТ-6 при загрузке ОУ, предназначенного для моделирования условий работы материалов экспериментального термоядерного реактора ИТЭР, а также расчетное значение эффекта реактивности при несанкционированном заливе ОУ водой. По результатам расчета установка ампулы в активную зону уменьшает коэффициент неравномерности энерговыделения по ее сечению с 1,61 до 1,51.

Таблица 12.

Эффекты реактивности при операциях с макетом дивертора ИТЭР в реакторе РБТ-6

Операция	Эффект реактивности, $\beta_{эф}$
Выгрузка алюминиевой пробки	– (0,36±0,03)
Выгрузка алюминиевого вытеснителя	– (0,22±0,02)
Загрузка облучательного устройства	– (0,44±0,03)
Залив устройства водой	– (0,3 ± 0,1)

Влияние ЭУ отражателя на реактивность, эффективность органов СУЗ и распределение энерговыделения в исследовательских реакторах, конечно, не так значительно, как влияние устройств, загружаемых в активную зону, но нештатные ситуации, связанные с ЭУ отражателя также требуют детального анализа. Например, для класса реактивных аварий, рассмотренных в ООБ реактора СМ, к наибольшему «выбегу» мощности (до 140 МВт при штатном срабатывании систем безопасности) может привести выброс сборки с облучаемыми материалами из ближнего к активной зоне канала отражателя (рис.11).

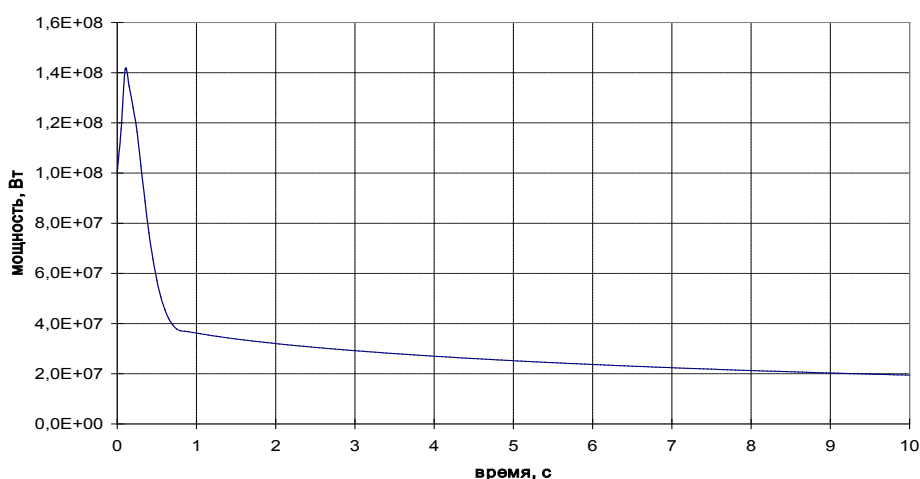


Рис. 11. Изменение мощности реактора при выбросе устройства с образцами поглотителей из ближнего к активной зоне канала отражателя

Эффекты реактивности при загрузке некоторых характерных типов устройств для облучения материалов в ближних к активной зоне каналах отражателя реактора СМ, а также корпусов экспериментальных каналов и вытеснителей приведены в табл. 13.

В результате исследований показано, что ЭУ в отражателе не оказывают значительного влияния на распределение энерговыделения в активной зоне. Например, при загрузке в ближние каналы отражателя реактора СМ устройств, содержащих поглотители нейтронов, коэффициент неравномерности энерговыделения увеличивается не более чем на 6%.

Таблица 13

Эффекты реактивности от загрузки ЭУ и корпусов каналов в отражатель

Загружаемое устройство	Эффект реактивности, $\beta_{эф}$
Ампульное ЭУ с 5 мишенями с кобальтом	- 0,4
Ампульное ЭУ с 10 мишенями с кобальтом	- 0,4
Устройства с 10 мишенями с кобальтом в каждом в двух ячейках	- 0,9
Ампульное ЭУ с 10 мишенями с иридием	- 0,4
Устройства с 9 мишенями с иридием в каждой из двух ячеек	- 0,8
Устройство с образцами сталей в петлевом канале из циркония	- 0,3
Устройство с образцами В ₄ С в петлевом канале из циркония	- 0,5
Корпус петлевого канала из нержавеющей стали	- 0,4
Корпус петлевого канала из циркония	0
Бериллиевый вытеснитель	+ 0,4
Сборка из 19 твэлов типа СМ в циркониевом петлевом канале	+ 0,4
Одиночный твэл типа СМ в циркониевом петлевом канале	до + 0,09
Твэл в устройстве для импульсного изменения мощности (с поглощающими экранами)	до + 0,04

По масштабу воздействия ЭУ на физические характеристики ИР автор предложил их классификацию, с разделением устройств на 4 класса, в разной степени влияющих на ядерную безопасность.

1 Класс - ЭУ, приводящие к изменению проектных характеристик ИР (например, нейтронная ловушка реактора СМ);

2 Класс - ЭУ, требующие выполнения специальных организационно-технических мероприятий для сохранения эффективности органов СУЗ и распределения энерговыделения в активной зоне в проектных пределах (например, устройства под размер ТВС реактора СМ, экспериментальные ТВС реактора МИР при испытаниях в динамических режимах);

3 Класс - ЭУ, оказывающие влияние на реактивность, эффективность органов СУЗ и распределение энерговыделения в пределах проектных значений (например, ЭТВС реактора МИР при ресурсных испытаниях, устройства реакторов РБТ, устройства, загружаемые в ближние к активной зоне каналы отражателя реактора СМ и т.д.);

4 Класс - ЭУ, не оказывающие влияния на реактивность, эффективность органов СУЗ и неравномерность распределения энерговыделения (например, устройства в дальних по отношению к активной зоне каналах отражателя).

Следует подчеркнуть, что данная классификация ЭУ относится к этапу подготовки испытаний. Причем, отнесение ЭУ к первым двум классам может потребовать до начала экспериментов технической доработки реактора (изменения исполнительных механизмов органов СУЗ, схемы гидравлического профилирования расхода теплоносителя и т.д.), и/или изменения режимов работы реактора (снижения мощности, применения специального алгоритма перегрузки ТВС, другой последовательности перемещения органов СУЗ и т.д.). Эти превентивные меры организационно-технического характера должны обеспечить безопасность ИР при использовании ЭУ новых типов.

Полученные в ходе выполнения работы результаты позволяют определить характер и масштаб воздействия экспериментальных устройств на физические характеристики исследователь-

ских реакторов, важные для безопасности. Использование при эксплуатации реакторов достоверных данных по воздействию экспериментальных устройств его на физические характеристики – обязательное условие обеспечения его безопасной эксплуатации.

В шестой главе описаны принципы выбора загрузки активной зоны реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 и представлено обоснование организационно-методической схемы обеспечения ядерной безопасности исследовательских реакторов при усовершенствованиях и вводе новых ЭУ.

С учетом разнообразия проводимых исследований выбор загрузки (компоновки) активной зоны ИР для планируемой кампании не является типовой задачей, как для других ядерных реакторов. Компоновка активной зоны ИР должна обеспечить:

- заданные условия испытаний облучаемых материалов;
- согласование режимов испытаний всех ЭУ, находящихся в реакторе;
- средства поддержания условий испытания в данном экспериментальном канале в течение кампании по мере выгорания топлива и перемещения компенсаторов реактивности;
- запас реактивности для обеспечения требуемой продолжительности кампании;
- **безопасность реактора** - непревышение эксплуатационных пределов, определяющих ядерную безопасность, таких как: стартовая подкритичность; эффективность органов СУЗ; шаг и скорость ввода реактивности органами СУЗ и экспериментальными устройствами; коэффициенты неравномерности энерговыделения; мощность твэлов и плотность теплового потока с их оболочки.

Кроме того, для ИР характерны частые модернизации с возможными изменениями конструкции твэл и ТВС, внедрением новых типов ЭУ с целью расширения экспериментальных возможностей реакторов. При внедрении изменений, безусловно, также необходимо обеспечить требования ядерной безопасности.

Важно сформулировать и обосновать общие принципы выбора компоновки ИР, обеспечивающие его безопасность. Кроме того, целесообразно разработать организационно-методическую схему необходимых предварительных исследований и мероприятий, выполнение которых позволит обеспечить требования безопасности при выборе компоновки с одновременной минимизацией временных и трудовых затрат.

Главное условие обеспечения ядерной безопасности реактора любого типа – предотвращение условий возникновения несанкционированной самоподдерживающейся цепной реакции (СЦР) деления в любых (нормальных и аварийных) режимах работы установки. Особенно это актуально при перегрузках реакторов, когда возможности контроля и управления реактором ограничены, защитные системы безопасности часто функционируют не в полном объеме, а вероятность ошибочного действия персонала или отказов транспортного оборудования возрастает.

Все российские ИР и большинство зарубежных реакторов работают в режимах частичной перегрузки топлива. При этом штатные органы СУЗ, часто, не компенсируют запас реактивности активной зоны полностью загруженной «свежими» ТВС (СМ, ПИК, РБТ, ИРТ, ВВР-М и др.). Поэтому для реакторов, работающих по схеме частичных перегрузок, важно установить численные критерии по допустимой массе или по минимальному среднему выгоранию топлива в активной зоне, обеспечение которых в большинстве случаев обеспечит требуемую подкритичность реактора при перегрузках. Например, для реактора СМ по результатам выполненных исследований обосно-

ван такой критерий обеспечения ядерной безопасности при перегрузке: масса ^{235}U в активной зоне без учета топливных подвесок и при 28 ТВС в активной зоне не должна превышать 25 кг.

Для реакторов РБТ ограничения по количеству топлива в активной зоне формулируются следующим образом:

- загрузка ^{235}U в активной зоне реактора РБТ-6 без дополнительного обоснования безопасности не должны превышать 41 кг (не менее 22% среднего выгорания топлива в ТВС);
- загрузка ^{235}U в активной зоне реактора РБТ-10 без дополнительного обоснования безопасности не должны превышать 46 кг (не менее 37% среднего выгорания топлива в ТВС).

Для физически больших реакторов, в активной зоне которых масса топлива в несколько раз превышает минимальную критическую загрузку, таких как реактор МИР, важно предотвратить условия возникновения локальной критичности. На основании результатов выполненных исследований по возможности образования локальной критичности в реакторе МИР увеличено количество органов СУЗ и сформулированы общие принципы загрузки активной зоны, внесенные в эксплуатационную документацию. В них накладываются ограничения на количество «свежих» ТВС, которые могут быть компактно установлены в активную зону; на загрузку рабочих ТВС в ячейки петлевых каналов; на загрузку соседних ячеек при замене топливной подвески в КД и на последовательность проведения перегрузочных операций.

Распределение топлива в активной зоне определяет профили нейтронного потока и энерговыделения. Поэтому следующий ключевой принцип обеспечения ядерной безопасности реакторов, работающих в режиме частичной перегрузки топлива – правила распределения топлива в активной зоне, выполнение которых обеспечит непревышение допустимых значений коэффициентов неравномерности энерговыделения и эффективности органов СУЗ.

Например, для реактора СМ принципы выбора распределения топлива в активной зоне сформулированы следующим образом:

- запрещается без дополнительного обоснования безопасности загрузка более одной "свежей" ТВС в квадрант (1/4 часть активной зоны, см. рис.8);
- среднее выгорание топлива в квадранте активной зоны не должно отличаться более чем на 5% от среднего выгорания топлива в активной зоне;
- не рекомендуется без дополнительного обоснования безопасности загрузка более трех "свежих" ТВС в ячейки, примыкающие к нейтронной ловушке.

Подобные принципы распределения топлива в активной зоне определены и для реакторов МИР и РБТ.

На основе результатов выполненных исследований и требований нормативных документов по безопасности автор решал одну из основных задач подготовки реакторного эксперимента - определение условий обеспечения ЯБ ИР в процессе испытаний.

Объем подготовительных процедур для обеспечения безопасности ИР при подготовке испытаний зависит от класса ЭУ.

Основные процедуры, составляющие основу организационно-методической схемы обеспечения и обоснования безопасности, представлены в табл. 14.

Для определения класса ЭУ целесообразно руководствоваться определенной схемой, основанной на формализованных параметрах и последовательности действий. Одним из основных

параметров, определяющих класс ЭУ, является место его размещения в реакторе. Реактивность, вносимая одним и тем же устройством, может меняться не только по величине, но и по знаку, в зависимости от его расположения (ловушка, активная зона, отражатель).

Следующий параметр для установления класса ЭУ – режим испытаний: стационарный или динамический. Динамические испытания более сложны по сравнению со стационарными испытаниями как по конструкции ЭУ, так и по обеспечению и обоснованию безопасности. Поэтому устройства для динамических испытаний в предлагаемой классификации занимают позиции, как минимум, на ступень выше по сравнению с ЭУ для стационарных испытаний.

Еще один формализованный параметр для определения класса ЭУ - характеристики облучаемых материалов, которые позволяют определять их как поглотители нейтронов, делящиеся вещества и прочие. В совокупности с местом размещения ОУ и планируемым режимом испытаний этот параметр также позволяет заранее установить класс ЭУ.

Таблица 14

Требуемые процедуры при подготовке эксперимента с ЭУ различного класса

Процедура	1 класс	2 класс	3 класс
Определение коэффициентов неравномерности энерговыделения в активной зоне и пределов изменения эффективности органов СУЗ	+	+	-
Определение температурного и мощностного коэффициентов реактивности	+	±	-
Расчет параметров гидравлического профилирования расхода теплоносителя по характерным ячейкам активной зоны	±	±	-
Выбор алгоритма перегрузок ТВС, обеспечивающего допустимые эффективность органов СУЗ и профиль энерговыделения	+	+	-
Определение эффектов реактивности при перегрузке ЭУ и в процессе испытаний с учетом постулируемых аварийных ситуаций	+	+	+
Определение допустимых режимов работы реактора (мощность, скорость ее изменения, алгоритм перемещения органов СУЗ и т.д.)	+	+	+
Уточняющий анализ постулируемых аварийных ситуаций с внесением результатов в документацию, обосновывающую безопасность	+	+	+
Изменения эксплуатационной документации и обучение персонала	+	±	-
Подготовка требуемых документов, получение разрешения на эксплуатацию и оформление паспорта ИР с данным ЭУ	+	±	-

- Примечание: ± – необходимость выполнения процедур определяется по результатам расчетных оценок.

При планировании испытаний в ИР предложено руководствоваться схемой, представленной на рис. 12., которая позволяет установить класс устройств по набору формализованных параметров. Схема итерационная. Если по формальным параметрам не удастся однозначно установить класс устройства, проводятся предварительные расчетные оценки. На основании этих оценок окончательно определяется класс устройства и, соответственно, объем необходимых детальных исследований и организационно-технических мероприятий по обеспечению ядерной безопасности реактора при проведении испытаний и внедрении технических усовершенствований.



Рис. 12. Схема определения класса ЭУ при планировании испытаний

Предложенная организационно-методическая схема определения условий обеспечения ядерной безопасности ИР с новыми типами ЭУ успешно апробирована в 2002 г. при изменении компоновки нейтронной ловушки реактора СМ. Изменение состава замедлителя в нейтронной ловушке попадает в условия обеспечения безопасности реактора с ЭУ 1-го класса, в соответствии с чем был запланирован и выполнен комплекс исследовательских и подготовительных работ. Использование предложенного алгоритма определения условий безопасности реактора при внедрении новой компоновки ловушки позволили более чем в три раза сократить временные затраты на получение качественных результатов, необходимых для обеспечения и обоснования безопасности реактора СМ, по сравнению с аналогичными затратами во время проведения исследований в 1991-1992гг при пуске реактора СМ после реконструкции.

При реконструкциях ИР разрабатывают технический проект, готовят обоснование безопасности, получают разрешение государственных надзорных органов на внесение изменений. После этого установку выводят на некоторое время из эксплуатации, отгружают топливо из активной зоны и проводят запланированные строительно-монтажные работы. Затем проводят физический и энергетический пуски реакторов по регламентированной процедуре. Однако не всегда целесообразно выводить на длительный срок из эксплуатации востребованную исследовательскую ядерную установку даже при таких значительных изменениях, как замена топлива или внедрение экспериментальных устройств первого класса по влиянию на безопасность в предложенной классификации. При выполнении необходимого объема предварительных исследований требуемого качества и реализации комплекса организационно-технических мероприятий по обеспечению безопасности можно реализовать модернизацию без остановки ИР на длительный

срок. Примерами такого подхода может служить замена нейтронной ловушки реактора СМ в 2002г и перевод его на новое топливо в процессе текущей эксплуатации в 2005г.

Для расширения экспериментальных возможностей реактора СМ предполагается разместить в его активной зоне до двух дополнительных петлевых экспериментальных каналов. Для компенсации потерь реактивности решено увеличить на 20% количество топлива в твэле (с 5г ^{235}U до 6г ^{235}U) при сохранении его геометрии, материалов оболочки и топливной матрицы. Кроме этого, стальной чехол ТВС заменен чехлом из циркониевого сплава.

Результаты предварительных расчетно-экспериментальных исследований показали, что поэтапный переход на более плотное по урану топливо возможен в процессе штатных перегрузок реактора без реализации специальных технических мероприятий.

Процедура перевода действующего ядерного реактора на новое топливо в процессе его плановой эксплуатации не предусмотрена и, соответственно, не регламентирована нормативными документами по безопасности. По согласованию с государственными надзорными органами была принята схема действий, включающая следующие этапы:

- расчетное обоснование безопасности для каждой планируемой кампании в переходный период с направлением документа в надзорные органы до начала кампании;
- экспериментальное определение эффективности органов СУЗ, запаса реактивности и подкритичности активной зоны по завершению перегрузочных работ перед каждой кампанией, когда продолжительность остановки на перегрузку достаточна для распада ^{135}Xe , с оформлением и направлением в надзорные органы соответствующих документов;
- экспериментальное определение физических характеристик активной зоны, важных для безопасности, после замены всех штатных ТВС в активной зоне на опытные ТВС с увеличенной загрузкой топлива;
- оформление пояснительной записки проекта активной зоны с новым топливом;
- оформление документации по переводу ТВС новых типов из категории опытных в категорию штатных;
- оформление отчета по обоснованию безопасности реактора и внесение необходимых изменений в эксплуатационную документацию.

В процессе перевода реактора на новое топливо действовали и оформляли требуемую документацию, руководствуясь этой организационной схемой. В течение пяти месяцев эксплуатации реактора (11 кампаний) во все ячейки активной зоны были загружены опытные тепловыделяющие сборки при очередных заменах отработавшего топлива. Для уточнения основных физических характеристик реактора СМ с новым составом активной зоны на реакторе были проведены измерения:

- мощностного коэффициента реактивности;
- температурного эффекта реактивности;
- градуировочных характеристик КО;
- эффективности рабочих органов СУЗ;
- эффектов реактивности от загрузки в активную зону опытных ТВС с различным выгоранием топлива.

Эти данные вошли в пояснительную записку проекта модернизированной активной зоны, ООБ и эксплуатационную документацию реактора. На основании представленных документов получено разрешение государственных надзорных органов на эксплуатацию реактора СМ с новым топливом. В процессе перевода не допущено нарушения проектных пределов для реакторной установки и условий ее безопасности. Таким образом, предложенный и реализованный комплекс расчетно-экспериментальных исследований и организационно-технических мероприятий позволил перевести реактор СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации без остановки реактора на длительный срок. По подобной схеме можно реализовывать изменения и на других ИР. Ключевым моментом при этом должно быть поэтапное исследование и обоснование безопасности каждого промежуточного этапа внедрения изменений.

Основные результаты работы и выводы

1. В процессе выполнения работы усовершенствованы действующие и разработаны новые методики определения физических характеристик реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 для повышения точности и достоверности полученных результатов. Качество, достоверность и точность полученных результатов обеспечены применением комплексного подхода, сочетающего экспериментальные и расчетные методы, а также анализ фактических показателей работы реакторов до и после использования различных ЭУ или проведенных модернизаций. В расчетах использовали прецизионные коды определения НФХ ядерных реакторов серии МСУ, реализующие аналоговый метод Монте-Карло, и инженерные методики, оттестированные по результатам расчетных и экспериментальных исследований. Экспериментальные результаты получены на критических сборках реакторов СМ и МИР и непосредственно на реакторах СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10. Разработанные методики расчетно-экспериментальных исследований для каждой ИЯУ аттестованы с установлением норм погрешностей. Экспериментальные данные, полученные по аттестованным методикам измерений, используют при верификации программных средств расчета нейтронно-физических характеристик ИР. Результаты анализа фактических показателей работы реакторов позволяет обоснованно корректировать методики прогноза характеристик реакторов. Достоверность представленных результатов подтверждена многолетним безаварийным опытом эксплуатации реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10.

2. В результате выполненных исследований определены факторы влияния и пределы изменения эффективности органов СУЗ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10. Эти данные зафиксированы в эксплуатационной документации, использованы при анализе безопасности, представлены в обосновывающих документах для получения лицензий на эксплуатацию реакторов. Показано, что эффективность РО СУЗ ИР различных типов меняется в зависимости от используемых модификаций органов СУЗ; количества и распределения топлива в активной зоне; расположения, конструкции и состава ЭУ; количества продуктов деления в активной зоне; взаимного положения (глубины погружения в активную зону) РО (эффектов интерференции). Значимость каждого из перечисленных факторов зависит от физических и конструктивных особенностей конкретного ИР. Для реакторов с одной критической загрузкой (СМ, РБТ-6, РБТ-10) эффективность РО СУЗ может менять-

ся в несколько раз. Для физически больших реакторов, с несколькими критическими загрузками в активной зоне (реактор МИР), эффективность РО СУЗ может меняться в десятки раз.

Пределы изменения эффективности органов СУЗ, установленные по результатам работы, оказались значительно шире, чем считалось до проведения исследований. Знание зависимостей изменения эффективности органов СУЗ ИР от различных факторов позволяет вносить обоснованные изменения в их конструкцию для повышения безопасности, надежности, экономической эффективности использования реакторов. Например, на основании результатов, представленных в работе, усовершенствованы РО ЦКО, АЗ, АР реактора СМ.

По результатам исследований сделан вывод, что условием обеспечения и обоснования ядерной безопасности любого ИР является использование при эксплуатации и анализе безопасности достоверных значений эффективности органов СУЗ, полученных с учетом зависимостей их изменения от различных факторов.

3. Представлены результаты исследований НФХ реактора СМ с тремя реализованными вариантами компоновки нейтронной ловушки и перспективными компоновками. Эти результаты позволили установить масштаб изменения основных проектных физических характеристик: запаса реактивности, баланса реактивности в кампании, распределения энерговыделения и эффективности органов СУЗ высокопоточного исследовательского реактора при изменении компоновки нейтронной ловушки. Полученные данные позволяют определить объем работ, необходимый для оценки эффективности внесения изменений, обеспечения и обоснования ядерной безопасности реактора при реализации перспективных решений, в том числе, предложенных автором для реактора СМ.

По результатам выполненных исследований сделан вывод, что изменение нейтронной ловушки высокопоточного исследовательского реактора требует детального обоснования ядерной безопасности и реализации технических и организационных мер для ее обеспечения при эксплуатации реактора.

4. По результатам выполненной работы получены, систематизированы и обобщены данные по воздействию различных ЭУ и режимов проводимых испытаний на НФХ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10. Наибольшее влияние на запас реактивности, эффективность органов СУЗ и распределение энерговыделения в ИР различных типов оказывают устройства, размещаемые в активной зоне. ЭУ в отражателе, как правило, не меняют проектные характеристики ИР. Обеспечение безопасности достигается организационно-техническими мерами в рамках применяемых эксплуатационных процедур.

Знание особенностей влияния ЭУ на НФХ ИР позволяет предлагать и вносить обоснованные изменения в конструкцию экспериментальных устройств и режимы работы установок с целью расширения их экспериментальных возможностей при одновременном и безусловном обеспечении требований ядерной безопасности. Примеры таких решений представлены в работе.

5. Особое внимание вопросам обеспечения ядерной безопасности необходимо уделять при планировании динамических экспериментов (моделирование аварийных и переходных режимов работы твэлов и испытываемых материалов) в исследовательских реакторах. Динамические испытания более сложны по сравнению со стационарными испытаниями как по конструкции ЭУ, так и по обеспечению и обоснованию безопасности. При динамических испытаниях даже небольшое по

величине изменение реактивности, вызванное перемещением элементов устройства или изменением плотности теплоносителя, может привести к отключению системы автоматического регулирования реактора и недопустимым «выбегам» мощности. Безопасность ИР при проведении динамических экспериментов должна быть обеспечена применением таких технических мер, как ввод компенсаторов реактивности в состав ЭУ, поглощающих экранов, вытеснителей избыточного теплоносителя (замедлителя нейтронов) из объема экспериментального канала и т.д. В качестве организационно-технических мер обеспечения ядерной безопасности должно быть использовано специальное профилирование распределения топлива в активной зоне, ввод в активную зону органов СУЗ вблизи экспериментального канала, снижение мощности реактора и т.д. По результатам представленных в работе исследований для реакторов СМ, МИР, РБТ выбраны и реализованы на практике организационные и технические меры, обеспечивающие безопасность этих реакторов при проведении различных динамических экспериментов. С учетом полученных результатов проектируют перспективные ЭУ.

6. На основании результатов проведенных исследований НФХ реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 с различными типами ЭУ предложена и обоснована классификация ЭУ по влиянию на характеристики исследовательских реакторов, важные для ядерной безопасности. Эта классификация разделяет ЭУ на четыре класса, в разной степени влияющих на ядерную безопасность. В соответствии с предложенной классификацией для каждого класса ЭУ установлены и обоснованы этапы работы, необходимые и достаточные, для обеспечения и обоснования ядерной безопасности ИР при подготовке и проведении испытаний. Данная классификация, по мнению автора, носит универсальный характер и может быть использована при эксплуатации любых ИР.

7. Для ИР с частичной перегрузкой топлива, у которых штатные органы СУЗ не компенсируют запас реактивности активной зоны, загруженной свежим топливом, важно установить численные критерии по допустимой массе или по минимальному среднему выгоранию топлива, не превышение которых в большинстве случаев обеспечит требуемую подкритичность реактора при перегрузках. Для реакторов СМ-3, РБТ-6 и РБТ-10 по результатам выполненных исследований такие критерии установлены.

Распределение топлива в активной зоне оказывает определяющее влияние на эффективность органов СУЗ и профиль энерговыделения. Поэтому для реакторов, работающих в режиме частичной перегрузки топлива необходимо установить принципы формирования загрузки активной зоны, обеспечивающие не превышение допустимых значений коэффициентов неравномерности энерговыделения и эффективности органов СУЗ. На основании результатов выполненных исследований для реакторов СМ, МИР, РБТ-6, РБТ-10 такие принципы определены и внесены в эксплуатационную документацию. Соблюдение простых, надежных и легко контролируемых на всех этапах согласования программ работ принципов компоновки активной зоны позволяет обеспечить требования ядерной безопасности при выборе загрузки ИР для планируемых кампаний.

8. По результатам работы показано, что не всегда целесообразно выводить на длительный срок из эксплуатации востребованный ИР даже при таких значительных изменениях, как переход на новое топливо или внедрение ЭУ первого класса в предложенной классификации. При выполнении необходимого объема предварительных исследований требуемого качества и реализации

комплекса организационно-технических мероприятий по обеспечению безопасности можно реализовать запланированную модернизацию без остановки ИР на длительный срок. Примерами такого подхода служат замена нейтронной ловушки реактора СМ в 2002г и перевод этого реактора на новое топливо в 2005г в процессе текущей эксплуатации.

9. По результатам исследования влияния ЭУ на НФХ водоохлаждаемых ИР различных типов предложена и обоснована организационно-методическая схема необходимых предварительных исследований и мероприятий при внедрении новых ЭУ или реализации технических усовершенствований в активной зоне, выполнение которых позволяет обеспечить требования безопасности при подготовке ИР к проведению экспериментов с одновременной минимизацией временных и трудовых затрат. Предложенная схема установления и реализации необходимых этапов работы апробирована, например, в полном объеме при изменении компоновки нейтронной ловушки реактора СМ в 2002г. Ее применение позволило более чем в три раза сократить время выполнения экспериментов на реакторе, необходимых для получения информации, требуемой для обеспечения и обоснования безопасности, по сравнению с аналогичными исследованиями при пуске реактора СМ после реконструкции 1991-1992гг.

10. По результатам выполненной работы можно сделать вывод, что к условиям обеспечения ядерной безопасности исследовательских реакторов следует отнести:

- использование при эксплуатации, анализе и обосновании безопасности ИР достоверных значений эффективности органов СУЗ, установленных с учетом зависимостей их изменения от различных факторов;

- использование при эксплуатации, анализе и обосновании безопасности ИР достоверных данных по масштабу и характеру влияния экспериментальных устройств на НФХ реакторов (установление класса ЭУ по влиянию на безопасность при подготовке испытаний);

- планирование и выполнение работ по подготовке реактора к введению новых ЭУ или внедрению технических усовершенствований в соответствии с установленным масштабом влияния реализуемых изменений на НФХ ИР, важные для безопасности;

- установление ограничений по общей массе и распределению топлива в активной зоне для реакторов, работающих в режиме частичной перегрузке топлива для обеспечения требуемой подкритичности при перегрузке и ремонтных работах, а также неперевышения допустимых коэффициентов неравномерности энерговыделения и эффективности органов СУЗ.

11. В процессе выполнения работы решена научная проблема, имеющая важное социально-экономическое и хозяйственное значение: научно обоснованы условия обеспечения ядерной безопасности водоохлаждаемых исследовательских реакторов при их эксплуатации в процессе подготовки и проведения экспериментов, а также при внедрении технических решений, расширяющих экспериментальные возможности ИР. Цель работы достигнута.

Список основных опубликованных работ по теме диссертации

1. Анисимков О.В., Калыгин В.В., Малков А.П. и др. Изучение возможности проведения в реакторе МИР экспериментов со скачкообразным увеличением мощности твэлов// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерная техника и технология, 1993, вып.1, С. 41-49.

2. Анисимков О.В., Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора МИР// Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерная техника и технология, 1993, вып.1, С.49-52.

3. Малков А.П. Обеспечение ядерной безопасности исследовательского реактора СМ при подготовке и проведении экспериментов: Автореф. дис. на соиск. учен. степ. канд. техн. наук. Нижний Новгород, НГТУ, 2003 г.

4. Ванеев Ю.Е., Кудояров Р.Р., Малков А.П., Марихин Н.Ю. Программные средства-имитаторы активных зон исследовательских реакторов. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2006. Вып.4, с.115-121

5. Калыгин В.В., Малков А.П. Особенности обеспечения ядерной безопасности реактора МИР при проведении экспериментов по моделированию аварийных и переходных режимов водоохлаждаемых реакторов// «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №4, 2007, С. 40-46

6. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние накопления ^3He и ^6Li в бериллиевых блоках на нейтронно-физические характеристики реактора МИР. – Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 2, С. 84 – 88.

7. Калыгин В.В., Киселева И.В., Малков А.П., Шулимов В.Н. Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в режимах аварий с потерей теплоносителя.// «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №2, 2008, С. 58-65

8. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В., Овчинников А.Б. Учет накопления ядер лития-6 и гелия-3 в бериллиевых блоках при определении нейтронно-физических характеристик реактора МИР.//Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, 2008, № 3, С. 31 – 37.

9. Алексеев А.В., Калыгин В.В., Малков А.П., Овчинников В.А., Шулимов В.Н. Формирование нейтронно-физических условий для проведения в реакторе МИР испытаний твэлов ВВЭР в нестационарных режимах с увеличением мощности. – Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 5, С. 279-284.

10. Малков А.П., Личадеев В.В., Рязанов Д.К. и др. Расчетно-экспериментальные исследования нейтронно-физических характеристик реактора СМ с различными вариантами компоновки нейтронной ловушки. – Атомная энергия, 2009, т. 107, вып. 2, С. 63-69.

11. Малков А.П., Краснов Ю.А. Петелин А.Л. Методические особенности и результаты экспериментальных исследований физических характеристик реактора СМ при переходе на новое топливо. // «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №4, 2009, с. 79-85.

12. Малков А.П., Краснов Ю.А. Петелин А.Л., Пименов В.В. Влияние компоновки нейтронной ловушки на физические и эксплуатационные характеристики реактора СМ // «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №2, 2010, с. 3-9.

13. Малков А.П., Краснов Ю.А., Пименов В.В., и др. Создание дополнительных облучательных объемов с высокой плотностью нейтронного потока в активной зоне реактора СМ. // «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» № 4, 2010, с. 36-44.

14. Малков А.П., Ижutow А.Л., Калыгин В.В. Особенности формирования загрузки активной зоны реактора МИР. // «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №4, 2010, с. 23-28.

15. Малков А.П. Классификация экспериментальных устройств по влиянию на ядерную безопасность исследовательских реакторов // Ядерная и радиационная безопасность. 2010., № 3(57), с. 24-32.

16. Клинов А.В., Малков А.П., Старков В.А., и др. Испытания опытных сборок реактора СМ с повышенной загрузкой урана. // «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №3, 2011, с. 28-36.

17. Малков А.П., Старков В.А., Цыканов В.А., и др. Результаты расчетно-экспериментального обоснования режимов и сопровождения массовых испытаний опытных ТВС реактора СМ с повышенной загрузкой урана. // «Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика» №3, 2011, с. 37-46.

18. Gremyachkin V.A., Klinov A.V., Malkov A.P., et al. SM reactor operating experience after reconstruction in 1991-1992. Proceedings of the International Topical Meeting on Advanced Reactors Safety (ARS'97). Orlando, Florida, USA, 1997, V. 2, P. 672-678.

19. Малков А.П. Классификация экспериментальных устройств по влиянию на ядерную безопасность реактора СМ//Сб. докл. XII ежегодной международной научно-технической конференции Ядерного общества России «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии». Дмитровград: ФГУП ГНЦ РФ НИИАР, 2002. Т 2, ч.3. С.91-106.

20. Малков А.П., Краснов Ю.А. Возможные пути увеличения продолжительности кампании высокопоточного исследовательского реактора. Там же . С. 107-118.

21. Личадеев В.В., Малков А.П., Пименов В.В., Раецкий В.М. Расчетно-экспериментальное определение нейтронно-физических условий испытаний в реакторах СМ и РБТ-6. Там же. С. 138-147

22. Grachev A.F., Ijoutov A.L., Malkov A.P., et al. Experimental capabilities of the MIR reactor for testing and qualification of research reactors fuel. //Transactions of 7th International Topical Meeting on Research Reactor Fuel Management, Ex-an-Provence, France, March 9-12, 2003, p.91-95.

23. Клинов А.В., Малков А.П., Святкин М.Н. и др. Характеристики модернизированной активной зоны реактора СМ. Международная научно-техническая конференция "Исследовательские реакторы в XXI веке", Тезисы докладов. – Москва: ФГУП НИКИЭТ, 2006. С.28.

24. Malkov A. P., Chetverikov A. P., Pimenov V. V., et al. Experimental possibilities of fsue SSC RIAR concerning investigation of irradiated nuclear fuel for verification of burnup credit calculations. The 8th International Conference On Nuclear Criticality Safety, ICNC Proceedings, Volume II, St. Petersburg, Russia, 2007. p. 314-319.

25. Klinov A.V., Malkov A.P., Svyatkin M.N., et al The SM reactor after core modernization. International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization, Sydney 2007. www.iaea.org/books.

26. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л., и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации и основные показатели последующей работы. Международная

научная конференция «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий нового поколения и фундаментальных исследованиях», Тезисы докладов.–Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2011. С.144-150.

27. Малков А.П., Краснов Ю.А., Латышев Е.Н., и др. Влияние компоновки нейтронной ловушки на физические и эксплуатационные характеристики реактора СМ. Там же, С.150-157.

28. Малков А.П., Романов Е.Г., Узиков В.А., и др. Создание дополнительных облучательных объемов с высокой плотностью нейтронного потока в активной зоне реактора СМ. Там же, С.157-162.

29. Малков А.П., Калыгин В.В., Краснов Ю.А., Латышев Е.Н. Оптимизация конструкции и закономерности изменения эффективности органов СУЗ реактора СМ. Там же, С.162-167.

30. Куприянов А.В., Малков А.П., Тарасов В.А. и др. Использование дополнительных облучательных объемов в активной зоне реактора СМ для производства ^{244}Cm . Там же, С.167-170

31. Малков А.П., Калыгин В.В., Ижутов А.Л. и др. Критические стенды ОАО «ГНЦ НИИАР»: состояние, использование, перспективы. Международная научная конференция «50 лет БФС», Тезисы докладов.– Обнинск: ФГУП «ГНЦ РФ ФЭИ», 2012. С.53-54.

32. Малков А.П. О влиянии экспериментальных устройств на физику и безопасность исследовательских реакторов. Сборник докладов международной школы-семинара «Черемшанские чтения»– Димитровград: ДИТИ НИЯУ МИФИ, 2012. – 1 часть, с. 180-190.

33. Малков А.П., Петелин А.Л., Святкин М.Н. и др. Устройство облучательное центральное. Пат. № 53488 РФ G21C 5/00, Бюллетень изобретений, 2006, №13

34. Малков А.П., Ижутов А.Л., Калыгин В.В. Способ эксплуатации исследовательского ядерного реактора. Пат. № 2292093 РФ G21C 17/00, Бюллетень изобретений, 2007, № 2

35. Малков А.П., Калыгин В.В. Способ эксплуатации исследовательского ядерного реактора с положительным плотностным эффектом реактивности в экспериментальных каналах. Пат. № 2302046 РФ G21C 17/00, Бюллетень изобретений, 2006, № 17

36. Малков А.П., Петелин А.Л., Святкин М.Н. и др. Центральное облучательное устройство. Пат. № 2310931 РФ, G21C 5/02 (2006.01), Бюллетень изобретений, 2007

37. Малков А.П., Калыгин В.В. Устройство для облучения образцов в реакторе с твердым замедлителем. Пат. № 74735 РФ, G21C, Бюллетень изобретений, 2008

38. Малков А.П., Исаев Ю.Н., Петелин А.Л., Центральное экспериментальное устройство в замедляющей полости исследовательского реактора. Пат. № 2410773 РФ G21C (20.11.08)

39. Малков А.П., Петелин А.Л., Романов Е.Г. Способ формирования активной зоны исследовательского ядерного реактора. Пат. № 2400838 РФ G21C (05.08.09)

40. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Способ эксплуатации ядерного реактора с бериллиевым замедлителем. Пат. № 2431895 РФ G21C

41. Малков А.П., Краснов Ю.А., Калыгин В.В., Гремячкин В.А. Влияние различных эксплуатационных факторов на эффективность органов СУЗ реактора СМ // Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998, Вып.4., С.142-155.

42. Малков А.П., Краснов Ю.А. Сравнительный анализ некоторых физических и эксплуатационных характеристик реактора СМ до и после реконструкции 1991-1992гг.// Сб. реф. и статей.

«Новые технологии для энергетики, промышленности и строительства». Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998. С.113-118.

43. Малков А.П., Краснов Ю.А. Особенности формирования загрузки активной зоны реактора СМ // Там же. С.125-129.

44. Малков А.П., Ефимов В.Н., Махин В.М. Экспериментальные возможности ГНЦ НИИАР для верификации интегральных программных средств, используемых при обосновании безопасности ЯЭУ: Тезисы лекций и докладов школы-семинара секции динамики. М: МИФИ, 1998, С.190-199.

45. Малков А.П., Калыгин В.В., Краснов Ю.А. и др. Критические сборки реакторов СМ и МИР как экспериментальная база для верификации программ расчета нейтронно-физических характеристик исследовательских реакторов. // Сб. трудов семинара "Нейтроника-98". Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1999г., С.28-32.

46. Калыгин В.В., Малков А.П. Влияние методов формирования режимов облучения на значение эффекта реактивности при обезвоживании петлевых каналов реактора МИР// Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996г, Вып.4., С. 11-17.

47. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние отравления бериллия на нейтронно-физические характеристики реактора МИР. // Сборник трудов НИИАР, Димитровград, 1997, вып. 4., с. 57 – 62.

48. Малков А.П., Калыгин В.В., Куприенко В.А. Роль физической модели в формировании условий облучения и обеспечении безопасной эксплуатации реактора МИР// Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1997г, Вып.4., С. 62-74.

49. Малков А.П., Краснов Ю.А., Пименов В.В. Методическая схема определения нейтронно-физических характеристик экспериментальных устройств сложной геометрии и состава в реакторе СМ // Сб. реф. семинара КНТС РМ "Методическое обеспечение реакторного материаловедения". Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1999, С.71-73.

50. Калыгин В.В., Малков А.П., Овчинников А.Б. Методический подход к обеспечению ядерной безопасности реактора МИР при испытаниях твэлов ВВЭР в требуемых водно-химических режимах охлаждения// Сборник рефератов семинара КНТС РМ "Методическое обеспечение реакторного материаловедения". Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1999г, С.77-79

51. Краснов Ю.А., Малков А.П., Пименов В.В., Пименова О.В. Расчетно-экспериментальные исследования распределения энерговыделения в активных зонах реакторов СМ и РБТ// Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2002, Вып.3. С.52-63.

52. Алферов В.П., Малков А.П., Щуровская М.В. и др. Особенности расчетного сопровождения эксплуатации реактора СМ // Материалы XII семинара по проблемам физики реакторов «Волга 2002». М: МИФИ, 2002, С.138-140.

53. Бобров С.Н., Малков А.П., Овчинников В.А., и др. Методика испытаний в реакторе МИР твэлов ВВЭР с глубоким выгоранием топлива в переходных режимах. Сборник докладов пятой межотраслевой конференции по реакторному материаловедению. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, Т.1, Ч.1, С. 191-203. 1997г.

54. Калыгин В.В., Малков А.П., Махин В.М. и др. Испытания в реакторе МИР твэлов водоохлаждаемых реакторов в режимах аварий с потерей теплоносителя (методические вопросы). Сборник

докладов отраслевого совещания «Использование и эксплуатация исследовательских реакторов», Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2005г., Т. 2, С. 75-87.

55. Алексеев А.В., Киселева И.В., Малков А.П., Шулимов В.Н. Изучение поведения твэлов ВВЭР в условиях аварии с выбросом регулирующего органа. Методика и технология внутриреакторного эксперимента. // Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2006. Вып.1 С.23-33

56. Ванеев Ю.Е., Малков А.П., Марихин Н.Ю. и др. Тестирование имитатора активной зоны реактора СМ при загрузке ТВС с повышенным содержанием топлива. // Сборник трудов. Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2007. Вып.3 С.3-9

57. Калыгин В.В., Малков А.П. Особенности обеспечения ядерной безопасности при проведении экспериментов в реакторе МИР.//Сб. тез. док. 8-ой российской конференции по реакторному материаловедению. Димитровград: ФГУП «ГНЦ РФ НИИАР», 2007, с. 247 – 249.

58. Малков А.П., Краснов Ю.А., Петелин А.Л. и др. Создание дополнительных облучательных объемов с высокой плотностью нейтронного потока в активной зоне реактора СМ // Физика и техника реакторов. Материалы XLII-XLIV зимних школ ПИЯФ РАН, Санкт-Петербург, 2010, С.118-130.

59. Малков А.П., Латышев Е.Н., Новиков С.И. Исследовательский ядерный реактор с модульной компоновкой нейтронной ловушки// Там же, С. 131-145.

60. Малков А.П., Краснов Ю.А., Святкин М.Н. и др. Перевод реактора СМ на новое топливо в процессе текущей эксплуатации// Там же, С. 146-157.

61. Латышев Е.Н., Малков А.П. Анализ эксплуатационных характеристик реактора СМ после перевода на новое топливо за период 2006–2009 гг. // Сборник трудов. Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010. Вып.2, С. 31-40

62. Латышев Е.Н., Малков А.П. Изменение профиля энерговыделения в реакторе СМ при переходе на модульную компоновку нейтронной ловушки. // Сборник трудов. Димитровград: ОАО «ГНЦ НИИАР», 2010. Вып.2, С. 41-46