

**Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»**

На правах рукописи



**БОЙКОВА ТАТЬЯНА ВЛАДИМИРОВНА**

**МЕТОДИКА ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ  
ЗАМЕНЫ КОРПУСА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИМПУЛЬСНОГО  
РАСТВОРНОГО РЕАКТОРА ПРИ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ**

Специальность 2.4.9 – Ядерные энергетические установки, топливный цикл,  
радиационная безопасность

**АВТОРЕФЕРАТ**  
диссертации на соискание ученой степени  
кандидата технических наук

Москва, 2024 г.

Работа выполнена в Федеральном государственном бюджетном учреждении «Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт» (НИЦ «Курчатовский институт»).

Научный руководитель **Тутнов Игорь Александрович**, доктор технических наук, профессор, начальник лаборатории исследования старения и продления ресурса ЯЭУ Курчатовского комплекса атомной энергетики, НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

Официальные оппоненты: **Потапов Владимир Вячеславович**, кандидат технических наук, заместитель директора, АО «ВНИИАЭС», г. Москва

**Панов Владимир Александрович**, доктор технических наук, помощник начальника департамента научно-технического обоснования проектов по направлению прочности и целостности конструкций, АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

**Волков Виктор Глебович**, доктор технических наук, главный технолог проектного офиса по проектированию ВВЭР-С, АО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва

Защита состоится 18 сентября 2024 г. в 16:30 на заседании диссертационного совета МИФИ.2.02 федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (115409, г. Москва, Каширское шоссе, 31).

С диссертацией можно ознакомиться в библиотеке и на сайте <http://ds.mephi.ru> федерального государственного автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ».

Автореферат разослан « \_\_\_\_ » \_\_\_\_\_ 2024 г.

Ученый секретарь диссертационного совета,  
кандидат технических наук, доцент



Е.Г. Куликов

## ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

### **Актуальность темы исследования**

Многие годы в атомной отрасли для улучшения качества безопасности АЭС и ядерных технологий широко используются физико-технологические приемы научных исследований на базе натурального и лабораторного эксперимента. Оборудование и экспериментальные установки для таких экспериментов имеют ограниченный ресурс безопасности, а в общем объеме жизненного цикла (ЖЦ) ядерных энергетических установок (ЯЭУ) требует соответствующего технического обслуживания и ремонта (ТОиР), периодической замены. Проблема управления качеством ЖЦ безопасности исследовательских ЯЭУ усиливается на будущую перспективу вследствие постоянного повышения активной роли процессов и действий по обоснованию надежной и безаварийной работы ядерной техники. В значительной мере это касается качества обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора для предупреждения выхода радиационной и ядерной опасности за установленные границы объектов использования атомной энергии (ОИАЭ). Большой объем пока еще не совершенной нормативной базы и недостаток свода четких требований к построению проектной документации по управлению качеством ЖЦ исследовательских ЯЭУ в существующих стандартах определяет существенную необходимость и своевременность в новой разработке методов обоснования безопасности процессов ТОиР для импульсных ядерных реакторов.

Импульсные реакторы являются уникальными установками для проведения экспериментальных научных исследований в области использования атомной энергии. Эти установки являются важным исследовательским инструментом для моделирования и экспериментального изучения ядерных технологий, в частности импульсные реакторы позволяют на практике моделировать проникающее излучение ядерного взрыва, новые технологии производства изотопов медицинского назначения, много другого в рамках лабораторного эксперимента. Данные ЯЭУ разработаны и созданы в 60-70-х годах прошлого века. Однако, тогда в их проектах не было уделено достаточного внимания вопросам безопасности, особенно возникающими при длительной эксплуатации и физическом старении таких ЯЭУ. В частности, таким важным вопросам, как: обоснование рисков продления назначенного проектного срока эксплуатации; выявления факторов опасностей ТОиР и обоснование безопасности процессов замены оборудования импульсного реактора, выработавшего свой ресурс с облученным ядерным топливом и др.

К настоящему времени, когда фактический срок эксплуатации ЯЭУ с исследовательским импульсным реактором равняется 50 и более лет решение, указанных выше проблем и научных вопросов при их длительном ЖЦ, имеет большое практическое и социально-экономическое значение, что определило актуальность данной работы. Актуальность разработок в части управления качеством ЖЦ ЯЭУ на базе современных технологий ТОиР определяется также распоряжением правительства РФ от 06.10.2021 № 2816-р – Перечень инициатив социально-экономического развития Российской Федерации до 2030г.

### **Степень разработанности темы**

Проблемой безопасности и надежности эксплуатации ЯЭУ и в целом безопасности и экологической приемлемости их жизненного цикла занимались многие ученые и специалисты. Среди них следует отметить работы В.А Сидоренко, А.В. Каплиенко, О.Б. Самойлова, Р. Кривенека, Г. Шульца и др. Вопросы управления качеством безопасности сложных физико-технологических процессов ЯЭУ отражены в трудах Н.А. Махутова, С.В. Буторина, Ю.М. Поволоцкого, В.Г. Никитаева, Г.А. Сарычева и др. Достаточно полно и подробно А.Ю. Гагаринский, Ю.Г Драгунов, Г.А. Ершов, В.А. Панов, Б.И. Нигматулин, В.С. Рубцов, Н.К. Юрков, В.И. Солонин и ряд других исследователей выделили объективные и субъективные индикаторы оценочных критериев в экспертизе качества проектов и технологических процессов создания и эксплуатации исследовательских ЯЭУ. Однако, далеко не все точки зрения многих экспертов в сфере создания и эксплуатации исследовательских ЯЭУ, модели, положения и принципы проектирования процессов управления качеством ЖЦ ядерной техники, создания, функционирования и вывода из эксплуатации ядерных установок доказательно верифицированы и бесспорны. Многие современные и нормативные положения уже требуют переосмысления с учетом накопившегося опыта проектирования, сооружения и эксплуатации ОИАЭ, а также опыта применения международных рекомендаций и национальных стандартов, правовых норм при обосновании надежности, безопасности и экологической приемлемости ядерных технологий, техники и изделий атомной отрасли. При этом, тема формирования и верификации методики обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора в научной литературе пока системно не рассматривалась, хотя верификация и управления качеством проектов современных ЯЭУ и их систем важных для безопасности является широко распространённой мировой проблемой в атомной и смежной с ней отраслях промышленности, требующей своего решения.

**Целью и задачами работы** является создание методики обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при длительной эксплуатации и при использовании штатного топливного раствора. Для достижения поставленной цели сформулированы и решены следующие задачи:

1. Выявление, определение и обоснование основных критериев управления сроком безопасной эксплуатации, в аспектах приемлемости показателей для назначения сроков остаточного ресурса исследовательской ядерной установки ИИР «Гидра» на основе изучения и анализа опыта эксплуатации, включая опыт этапа ТОиР, растворных импульсных ядерных реакторов.
2. Создание и верификация методики обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при его длительном ЖЦ.
3. Формирование на базе методики по п.2 технических решений для выполнения работ по замене корпуса ИИР «Гидра» и их практическая реализация в части выполнения расчётно-экспериментальных исследований для обоснования безопасного проведения ТОиР и ядерно-опасных работ при замене (ремонте) корпуса ИИР «Гидра».

4. Анализ результатов и оценка качества технических решений для выполнения работ по замене корпуса ИИР «Гидра».

5. Формирования методических рекомендаций по ядерной и радиационной защите персонала ТООР исследовательских ЯЭУ на основе требований нормативно-правовой базы по ядерной, радиационной, промышленной и экологической безопасности ОИАЭ.

**Предметом исследований** по данной диссертации является безопасность и риски ЖЦ, в первую очередь этапа эксплуатации и ТООР импульсного исследовательского растворного ядерного реактора «Гидра» при его длительных сроках рабочего функционирования. Данный растворный ядерный реактор – представитель семейства импульсных реакторов типа ИИН, размещённых на разных научных и промышленных площадках страны, был создан и эксплуатируется в НИЦ «Курчатовский институт». Он имеет назначенный проектный срок эксплуатации 50 лет. Основным предметом данных исследований являются верифицированные доказательства возможности и целесообразности эксплуатации ИИР «Гидра» сверх назначенного проектного срока за счет наличия запаса остаточного ресурса и резерва для замены его важных элементов конструкции, к которым относятся корпус и его внутриреакторные устройства, а также эффективности выполненных мероприятий по его ТООР, включая модернизацию.

**Научная новизна** результатов исследования заключается в следующем.

1. Предложена оригинальная концепция модели и методика обоснования приемлемости физико-технологических решений в рамках ТООР ЯЭУ, важных для обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного реактора, которые базируются на принципах обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

2. Установлены закономерности и определен перечень основных опасностей физико-технологических решений в рамках ТООР исследовательских ЯЭУ и их практического применения, позволяющие учесть влияние таких факторов, как качество программно-методического обеспечения операций по замене корпуса реактора на основе требований нормативно-правовой базы по безопасности ОИАЭ.

3. Выполнено впервые документированное обоснование безопасности процессной технологии обращения с облученным топливным раствором ИИР «Гидра» и замены его корпуса.

4. Выполнена на базе натурального эксперимента верификация методики обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора на примере ИИР «Гидра». Данная методика обладает свойством инвариантности и может быть полезна в решении будущих практических инженерных задач при замене корпусов всех типов исследовательских растворных реакторов.

**Теоретическая значимость работы:**

1. Изучено влияние гидроабразивного топливного раствора на процесс разрушения корпуса и внутрикорпусных устройств ИИР на длительном периоде эксплуатации. Установлено, что наибольшее влияние на процесс разрушения корпуса и внутрикорпусных устройств ИИР оказывает охрупчивание конструкционного материала реактора в результате длительного воздействия потока нейтронов и снижение толщины изделий в результате коррозионного повреждения и износа.

2. Установлено, что на безопасность интегрального процесса замены корпуса ИИР помимо процедуры перекачки и удаления топливного солевого раствора из корпуса реактора, значительное влияние на состояние безопасности оказывают процедуры обращения и дезактивации утилизации заменяемых конструктивных элементов корпуса и его внутрикорпусных устройств.

3. Получен комплекс расчетных зависимостей, позволяющих оценить вероятность проявления опасностей при выполнении ТОиР по замене корпуса реактора и выполнить оценку радиационного состояния ИИР «Гидра» с широким диапазоном разрушающих факторов.

#### **Практическая значимость работы:**

1. Разработана методика обращения с облученным топливным раствором, которая позволяет определить риск проведения работ по замене корпуса на реакторе «Гидра» согласно НП-048-03 с учетом фактических условий эксплуатации.

2. Модернизирована и апробирована комбинированная методика лабораторных испытаний образцов свидетелей для оценки прочности и коррозионной стойкости конструкционного материала корпуса реактора и его внутрикорпусных устройств, которая может быть использована для оценки остаточного ресурса ИИР «Гидра».

3. Предложен методический порядок формирования и выполнения этапов проведения работ по замене корпуса ИИР «Гидра».

4. Результаты, полученные в диссертационной работе, будут использованы для замены корпуса ИИР «Гидра» в рамках тематического плана (приказ НИЦ «Курчатовский институт» от 20.01.2023 № 92) по созданию демонстрационного центра на базе растворных реакторов.

#### **Методология и методы исследований:**

В диссертации использовался системный подход, включающий экспериментальное определение параметров деградиационного временного изнашивания и повреждения корпуса ИИР «Гидра» и его деталей при длительном периоде эксплуатации, получение на основе лабораторных экспериментов расчетных зависимостей и критериев о запасе ресурса безопасности данного реактора, последующей проверке их адекватности путем проведения повторных лабораторных экспериментов в исследованном диапазоне значимых факторов. При проведении экспериментальных исследований использовались стандартизированные и модифицированные методики прочностных испытаний, методов разрушающих и неразрушающих испытаний а также аттестованные инструменты, которые прошли метрологическую поверку. Для оценки величины прочности образцов применялись профилографический метод и метод оптической металлографии.

#### **Положения, выносимые автором на защиту:**

1. Результат определения и обоснования критериев установления назначенного срока эксплуатации, остаточного ресурса на основе изучения и анализа опыта эксплуатации растворных ядерных реакторов.

2. Результаты расчётно-экспериментальных исследований в обоснование безопасного проведения ядерно-опасных работ при замене корпуса импульсного реактора.

3. Методика обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при длительной эксплуатации.

4. Программно-методическое обеспечение операций по замене корпуса на основе требований нормативно-правовой базы по безопасности.

5. Основные результаты верификации и валидации названной методики в объеме натурального эксперимента.

**Степень достоверности результатов** обеспечена корректной постановкой цели исследований. Обоснованность выдвинутых автором выводов и расчетных зависимостей подтверждается сходимостью полученных расчетных результатов с большим объемом экспериментальных данных. Достоверность полученных в диссертации результатов исследований обеспечивается качественным проведением экспериментальных исследований, удовлетворимой повторяемостью экспериментальных значений, полученных на повторно выполненных испытаниях, с применением стандартизованных средств измерений (прошедших государственную метрологическую проверку) и приемами обработки экспериментальных данных в соответствии с классическими положениями математической статистики. Достоверность результатов выполненных исследований также обеспечивается применением современных методов обработки и интерпретации результатов лабораторного и натурального эксперимента, а также хорошим соответствием прогнозируемых и реальных характеристик безопасности и надежности при осуществлении работ по замене корпуса ИИР «Гидра».

#### **Соответствие научной специальности:**

По теме и содержанию материалов диссертационная работа соответствует научной специальности 2.4.9. – Ядерные энергетические установки, топливный цикл, радиационная безопасность:

п. 3. – Разработка методов расчета технологических процессов в объектах ядерной техники с целью оптимизации их характеристик, повышения надежности оборудования и систем и обеспечения их ядерной и радиационной безопасности;

п.5 – Разработка методов управления сроком службы объектов ядерной техники и требований к проектным, конструкторским, технологическим решениям, влияющим на ядерную и радиационную безопасность.

**Личный вклад соискателя** в диссертационную работу заключается в самостоятельной разработке методики обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора. Диссертационная работа является результатом исследований и разработок, выполненных лично автором либо при его участии совместно со специалистами ИИР «Гидра». Лично автором проведены следующие научно-исследовательские работы:

– проведено исследование возможности продления проектного ресурса корпуса исследовательского растворного реактора с определением основных критериев качества безопасности будущего функционирования данного реактора за пределами его проектного срока службы;

– разработано устройство загрузки жидкого ядерного топлива в реактор;

– проведено обоснование технологии обращения с облученным топливным раствором;

– разработана методика обоснования безопасности процесса замены корпуса импульсного растворного реактора;

– выполнено прогнозирование вероятности рисков будущей эксплуатации ИИР «Гидра».

Также автор принимал прямое участие в написании и подготовке статей и докладов по результатам исследований безопасности ЖЦ ИИР «Гидра».

#### **Апробация работы:**

Результаты исследований обсуждались на международных и всероссийских научно-технических конференциях, таких как:

– Молодёжная конференция по теоретической и экспериментальной физике (МКТЭФ-2018), Москва, 26 – 29 ноября 2018 г. (1 доклад);

– Семинар «Вопросы экспертизы ядерных и других радиоактивных материалов», Москва, 3 – 4 октября 2018 г. (1 доклад);

– XIX конференция молодых учёных и специалистов «Новые материалы и технологии», Санкт-Петербург, 28 – 29 июня 2022 г. (1 доклад);

– XVI Международный ядерный форум «Безопасность ядерных технологий: культура безопасности», Санкт-Петербург, 3 – 7 октября 2022 г. (1 доклад);

– XXII Школа молодых учёных ИБРАЭ РАН «Безопасность и риски в энергетике», Москва, 23 – 24 мая 2023 г. (2 доклада);

– XVI Международная конференция «Безопасность АЭС и подготовка кадров», Обнинск, 26 – 27 октября 2023 г. (1 доклад);

– X Всероссийский молодежный научный форум с международным участием «Open Science 2023», Гатчина, 15 – 17 ноября 2023 г. (2 доклада).

#### **Публикации:**

Основные результаты диссертации опубликованы в 9 печатных работах, из них в рецензируемых научных журналах и изданиях, рекомендованных ВАК Минобрнауки РФ – 6, в изданиях, включенных в РИНЦ – 9, патенты – 3.

**Структура и объем работы.** Диссертация состоит из введения, 5 глав, заключения, библиографического списка из 67 наименований. Общий объем работы составляет 161 страницу, включая 31 иллюстрацию и 27 таблиц.

### **ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ**

**Во введении** обоснована актуальность темы, сформулирована ее цель.

**В первой главе** показан обзор работ и базы знаний накопленного опыта отечественных и иностранных ученых в области безопасности ЖЦ исследовательских ЯЭУ, включая этапы эксплуатации, ТОиР, вывода из эксплуатации. Здесь систематизированы известные научно-технические решения других важных вопросов, касающихся проблем управления сроком службы ОИАЭ, близкие к теме данного диссертационного исследования. Описаны факторы безопасности исследовательских ЯЭУ на примере ИИР, выявлены и оценены основные опасности текущей и будущей эксплуатации исследовательских ядерных установок с солевыми растворными ядерными реакторами, проанализированы базовые нормативные требования и рекомендации по безопасности ЖЦ исследовательских ядерных установок. На основе выполненного анализа и систематизации по признакам безопасности длительной эксплуатации ИИР

формулируется главная цель, гипотеза диссертационного исследования, а также перечень основных задач, которые решаются в формате данной диссертации.

Здесь же отмечается, что большинство исследовательских ядерных установок (ИЯУ) были спроектированы и введены в эксплуатацию в 60-70 годах прошлого века. На текущий момент около половины из 246 действующих в 55 странах мира ИЯУ имеют проектный физико-технологический срок службы свыше 40 лет. Согласно действующей нормативно-законодательной базы назначенный срок эксплуатации ИЯУ – 30 лет. Основным нормативным документом, устанавливающим критерии обоснования возможности продления назначенного срока эксплуатации ОИАЭ, является НП-024-2000. Согласно требованиям НП-024-2000 для установления дополнительного срока эксплуатации ядерной техники сверх первоначального проектного необходимо выполнить комплекс инженерно-диагностических мероприятий. В числе этих мероприятий: комплексное обследование реакторной установки для принятия решения о возможности продолжения его эксплуатации; разработка программы подготовки реакторной установки к продлению срока эксплуатации; проведение работ по подготовке реактора к будущей эксплуатации в течение дополнительного срока, включая обоснование безопасности и остаточного ресурса реакторных систем; замену выработавшего свой ресурс оборудования и другие. Продление назначенного проектного срока эксплуатации ИЯУ должно выполняться в соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, распространяющиеся на исследовательские ядерные реакторы – НП-033-11, НП-009-17, а для импульсных ИЯУ – НП-048-03. На базе вышесказанного основным критериальным условием продления сроков функционирования ИИР определено: не превышение основных пределов доз облучения персонала ИЯУ и нормативов радиоактивных выбросов, регламентируемых нормами радиационной безопасности; снижение радиационного воздействия при проведении ядерно- и радиационно-опасных работ на ИЯУ на персонал реактора, ТООР и окружающую среду до минимально возможных; безопасность при проведении ядерно-опасных работ и превентивное предупреждение проявления событий, которые могут инициировать возникновения аварийной ситуации. Базовыми критериями обеспечения безопасности при продлении срока эксплуатации ИЯУ являются: возможность обеспечения нормативного уровня безопасности, наличие необходимого запаса ресурса безопасности и противоаварийной устойчивости; возможность обеспечения безопасности для персонала и окружающей среды при обращении с радиоактивными отходами, образующимися в течение дополнительного срока эксплуатации исследовательского ядерного реактора и ряд других.

Конструктивные и технологические особенности функционирования импульсных реакторов, существенны для обеспечения безопасности и надежности процессов исследований при длительных сроках эксплуатации ИЯУ. Для этого в рамках первой главы показаны основные проекты действующих ядерных импульсных реакторов Российской Федерации и их характерные признаки. Особенности конструкции и эксплуатации импульсных растворных ядерных реакторов определяются тем, что в них ядерное топливо (уран 90% обогащения по изотопу  $^{235}\text{U}$ ) используется в виде раствора соли – уранил-сульфата  $\text{UO}_2\text{SO}_4$  на легкой воде. Концентрация  $^{235}\text{U}$  в жидком топливе для разных реакторов составляет от 0,06 до 0,45 г/см<sup>3</sup>. Такое топливо обладает максимальной

энтальпией при низких температурах по сравнению с другими видами топлива. Активная зона (АЗ) импульсного реактора представляет собой герметичный толстостенный сосуд – корпус реактора с залитым в него топливным раствором, в котором инициируется управляемая цепная ядерная реакция деления. Корпус каждого из действующих импульсных реакторов является оригинальной конструкцией. В частности, корпус ИИР «Гидра» представляет собой цилиндр из высокопрочной антикоррозионной стали. Через крышку корпуса проходят пять вертикальных трубок – центральный канал, большего диаметра, и четыре, меньшего диаметра, расположенные по кругу симметрично относительно центрального канала. Центральный канал – полый, служит для перемещения пускового стержня – трубы из карбида бора, обеспечивающего введение начальной реактивности. Регулирующие стержни из карбида бора перемещаются внутри периферийных каналов. Внутрь центрального канала вводится труба из дюралюминия, образующая центральный экспериментальный канал. Схема реактора «Гидра» в разрезе представлена на рис. 1.

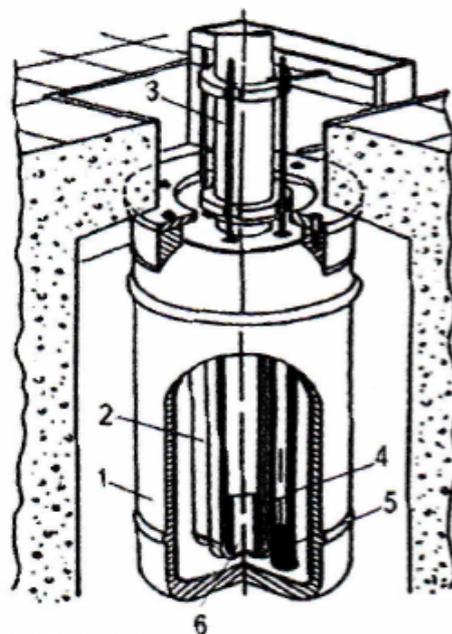


Рисунок 1 – Схема реактора «Гидра» в разрезе: 1 – корпус реактора; 2 – каналы регулирующих стержней; 3 – пневмопривод пускового устройства; 4 – пусковой стержень; 5 – регулирующие стержни; 6 – центральный исследовательский канал.

В заключении этой главы обосновывается необходимость выполнения ряда действий для продления проектных сроков функционирования ИИР Гидра. Это выполнение расчётно-экспериментальных исследований в обоснование безопасного проведения ядерно- и радиационно-опасных работ при замене корпуса импульсного реактора; разработка и верификация оригинальной методики обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при длительной эксплуатации; комплексный анализ безопасности мероприятий по продлению проектных сроков эксплуатации ИИР Гидра, включая данные ТОиР по замене корпуса реактора и сведения по радиационной защите персонала на различных стадиях работы, в

объеме программы управления качеством интегрального процесса управления старением и продления сроков службы ИИР Гидра.

**Глава 2** диссертации содержит описание интегрального процесса разработки концепции и самой методики обоснования безопасности замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при длительной эксплуатации с целью обоснования возможности увеличения сроков безопасного функционирования за пределы проектного ресурса на примере ИИР «Гидра». Общую схему этого интегрального процесса поясняет рис.2. Этот главный процесс, включает ряд основных и вспомогательных процессов и действий, которые на практике выполняются параллельно-последовательно в рамках документированной программы управления качеством главного процесса – обоснование возможности по увеличению сроков функционирования ИЯУ за пределы первоначального проектного ресурса.

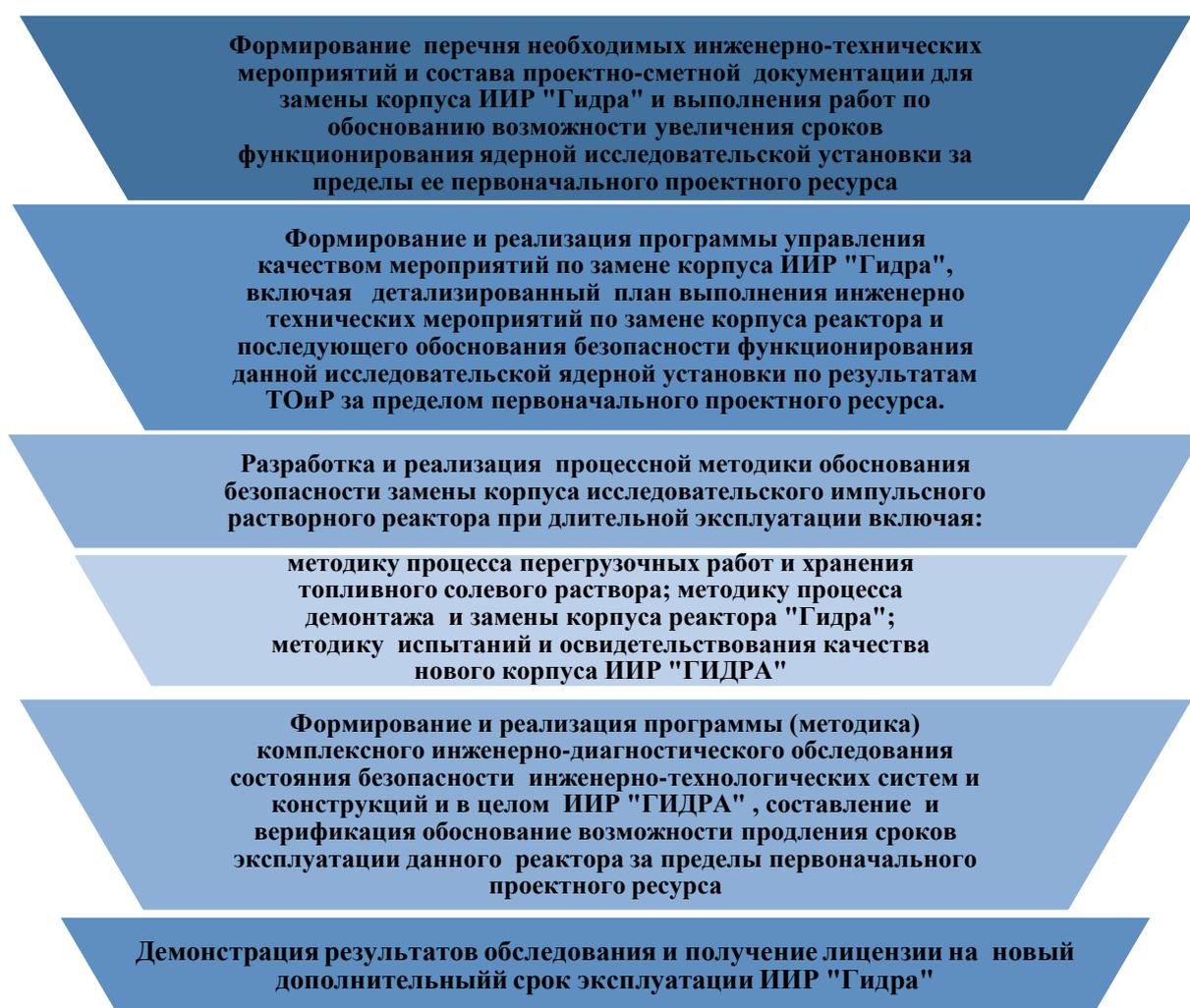


Рисунок 2 – Укрупненная схема интегрального процесса по обоснованию и реализации возможности продления сроков функционирования ИИР «Гидра» за пределы проектного ресурса.

На начальном периоде реализации схемы по рис.2. после принятия управленческого административного решения о замене корпуса импульсного исследовательского реактора осуществляется новая разработка проектно-сметной

документации и создание необходимых нормативных документов, информационных и инструментальных средств, конструкций, изделий, приборов контроля и прочей техники, необходимой для осуществления главного процесса. Проектная документация, как правило, должна состоять из двух частей: текстовой и графической. Текстовая часть должна содержать сведения о новом реакторном оборудовании (корпусе), описание принятых технических и технологических решений по проведению демонтажных/монтажных работ, а также пояснения, ссылки на нормативно-техническую документацию и результаты расчетов либо испытаний, обосновывающих принятые решения. Графическая часть должно выполняться в виде чертежей, схем, планов и других документов и отображать принятые технические и технологические решения.

Следующим важным этапом реализации схемы по рис.2 является разработка, формирование, верификация и реализация программы управления качеством мероприятий по замене корпуса ИИР «Гидра», включая детализированный план выполнения инженерно-технических мероприятий по замене корпуса реактора и последующего обоснования безопасности функционирования данной исследовательской ядерной установки по результатам ТОиР. Данный план формируется на базе действующих стандартов ISO 9000-2015, ISO 19443:2018 в сфере менеджмента качества и представлен подробно в отдельном разделе главы 2 диссертации. Вместе с этим информационное содержание главы 2 диссертации включает разделы: «Формирования методики, обеспечивающей радиационную безопасность при замене корпуса исследовательского реактора»; «Основные факторы и особенности при подготовке к проведению ядерно- и радиационно-опасных работ» и др. Основным разделом этой главы является – описание концепции и самой методики обоснования безопасности замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при длительной эксплуатации с целью обоснования возможности увеличения сроков безопасного функционирования ИИР «Гидра» за пределы проектного ресурса.

Главной особенностью понятия «методика обоснования безопасности замены корпуса ИИР» в жизненном цикле исследовательских реакторов является акцентирование на способах и устройствах, технологических процессах и процедурах продления сроков эксплуатации ИЯУ, сбора и анализа информации, как важной компоненты комплексного мероприятия и оценки качества практической инженерной деятельности по продлению сроков эксплуатации ИИР. Поэтому концепция и наглядное представление (информационная «модель») «методики обоснования безопасности замены корпуса ИИР» может быть в кратком формате показана в виде диаграммы Исикавы (рис.3). Она наиболее полно отражает многогранность специфики основного процесса при продлении срока эксплуатации реактора – замены его корпуса по отношению к инженерно-техническому и физико-технологическому знанию и накопленному опыту по продлению сроков эксплуатации ИЯУ. Данная «модель» отражает научную сущность алгоритма поиска оптимальных путей решения проблемы замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора с целью продления срока эксплуатации данного типа реактора, формирования оптимального плана, технологических приемов, методов, средств и способов, позволяющих решить данную проблему с минимальными социальными рисками и экономическими затратами. Суть гипотезы методики обоснования безопасности процесса замены корпуса ИИР состоит в достижении цели – продления

срока эксплуатации реактора в аспектах минимизации затрат и возможных ущербов при выполнении технологических работ, снижении радиационного воздействия на персонал реактора до минимально возможного уровня, а также управления рисками главного процесса – замены корпуса импульсного исследовательского ядерного реактора. Инструментальные и информационные средства, включая методологическое и математическое обеспечение, нормативно-правовые и эксплуатационные документы, способы сбора информационных и измерительных данных, способы анализа и интерпретации результатов для практической реализации методики оцениваются в аспекте их практической полезности для построения алгоритмов осуществления главных процессов на платформе системы управления качеством. В основном в рамках выполненного исследования такая оценка осуществлялась на этапе верификации данной методики на базе лабораторного и натурального эксперимента, математического моделирования и вычислительного эксперимента. В заключении данной главы представлены краткие выводы и рекомендации, ограничения на применение методики обоснования безопасности замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при его длительной эксплуатации.

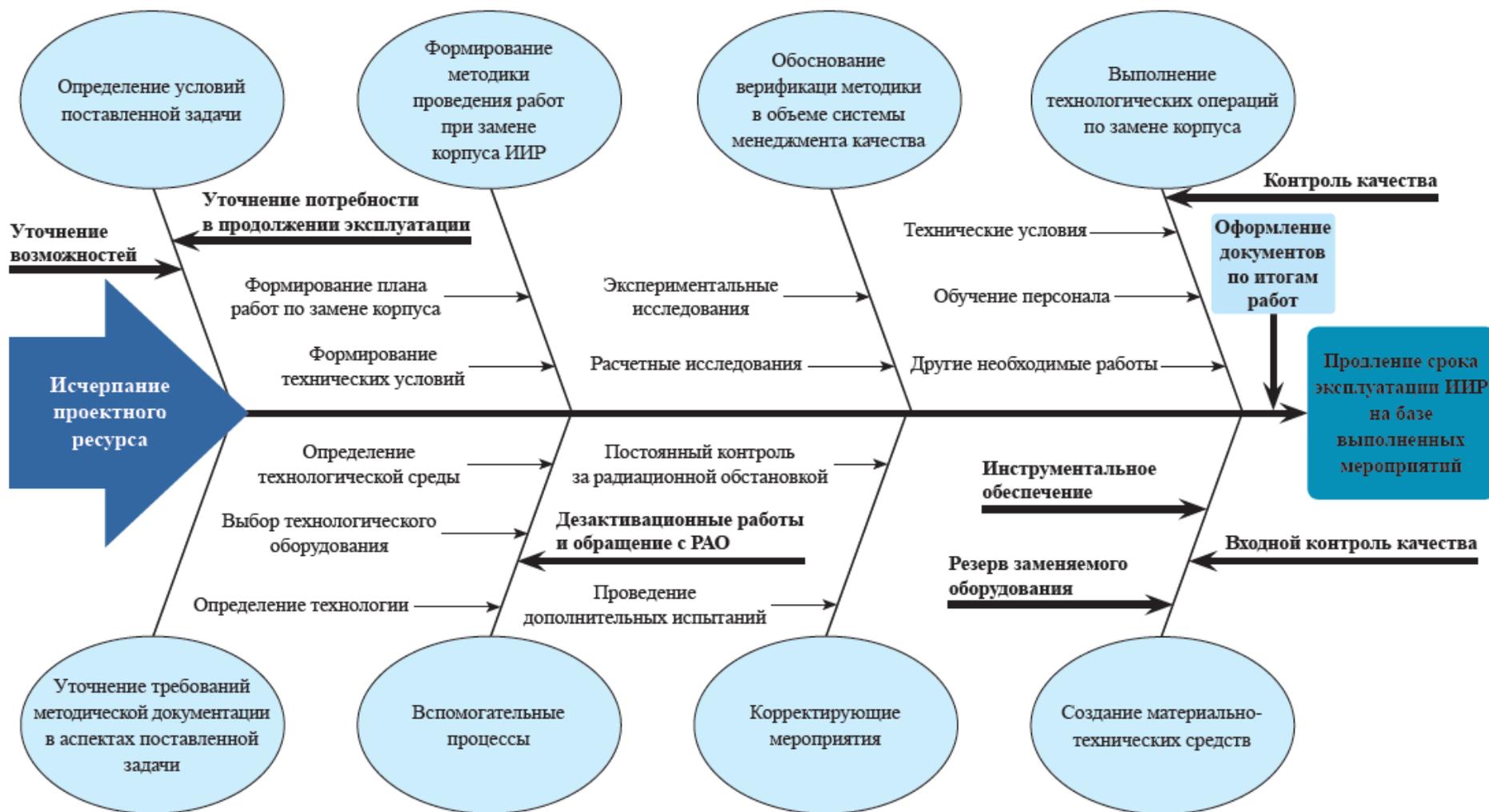


Рисунок 3 – Методика обоснования безопасности замены корпуса в виде диаграммы Исикавы.

**Третья глава** посвящена практическому применению технических решений при выполнении работ по замене корпуса реактора «Гидра». На стадии проектных работ по отдельной программе управления качеством ТООР были определены исходные данные и исходные события, связанные с предысторией функционирования реактора и его состоянием на момент продления назначенного срока эксплуатации. На основании исходных данных и событий, а так же с учетом анализа технологических операций по замене корпуса ИИР были разработаны необходимые документы методического обеспечения на производство практических работ, включая программу управления качеством, сетевой план-график работ по замене корпуса импульсного исследовательского реактора «Гидра» и др

В одном из разделов главы описаны этапы проведения работ по замене корпуса ИИР «Гидра», начиная с этапа, включающего организацию площадки временного хранения ядерного топлива, изготовление необходимой оснастки для проведения слива раствора, подготовку персонала к проведению ядерно- и радиационно-опасных работ, разработку программно-методической документации в обеспечение производства работ, обследования и испытания резервных корпусов, и заканчивая этапом внесения изменений в условия действия лицензии после проверки проектных параметров реактора с «новым» корпусом. На всех этапах работ по замене корпуса ИИР «Гидра» должна проводиться радиационная разведка, постоянный контроль за дозовыми нагрузками персонала, для этого разработан технологический оригинальный для ИИР Гидра регламент. .

Особое внимание уделено вопросам обращения с облученным ядерным топливом: слив/залив топливного раствора из/в активную зону реактора, хранение, учет и контроль ядерного растворного топлива. Для слива/залива ядерного топлива разработано мобильное устройство загрузки жидкого ядерного топлива. Данное устройство позволяет осуществлять операции порционно: так при сливе раствора порция составляет не более 1,5 л, а при заливке – соответствует скорости введения положительной реактивности – не более  $0,07\beta_{эфф}/с$  (не более 2 л раствора). Для хранения топлива на площадке ИИР «Гидра» в соответствии с требованиями НП-065-05 организована площадка временного хранения ядерного топлива. Хранение осуществляется в стальных ящиках, окруженных свинцовыми кирпичами и разделенных на ячейки с безопасным шагом с помощью кадмиевых листов. В ящики помещаются полиэтиленовые канистры объемом до 5 л, содержащие не более 0,4 кг  $^{235}U$ . Согласно требованиям ядерной безопасности безопасный объем для солей урана с обогащением по изотопу  $^{235}U$  до 96 % равен 5 л. В целях проверки соблюдения требований ядерной безопасности при полном заполнении ящиков канистрами с ядерным топливом для концентрации  $^{235}U$  в топливном растворе 80 г/л был проведен расчет эффективного коэффициента размножения нейтронов на площадке временного хранения при наличии кадмиевых листов, разделяющих ячейки. Согласно расчетам  $k_{эфф}$  не превышает 0,69, что является условием нормальной эксплуатации.

Завершающим этапом работ, на котором будет принято решение о достижении главной цели работы – продление срока службы ИИР «Гидра», является экспериментальная проверка параметров реактора на соответствие проектным. Экспериментальные исследования состоят из:

- определения эффективности рабочих органов СУЗ;

- определение запаса реактивности;
- определения скачка реактивности. Скачек реактивности ( $r_0$ ) определяется по начальному периоду разгона реактора ( $T_e$ ) с помощью преобразованного уравнения обратных часов.

$$r_0 = \frac{I^*}{T_e} + \sum_{i=1}^6 \frac{\beta_i / \beta_{эф}}{(1 + \lambda_i T_e)} \quad (1)$$

где:

$r_0$  – величина реактивности в эффективных долях запаздывающих нейтронов;

$I^* = \frac{I}{\beta_{эф}}$  – эффективное время жизни мгновенных нейтронов принимается равным

$4,2 \cdot 10^{-3}$  с;

$\lambda_i$  – постоянная распада предшественников запаздывающих нейтронов.

Для импульсного случая, когда  $T_e$  значительно меньше  $\lambda_i$ , уравнение (1) принимает вид:

$$r_0 = \frac{I^*}{T_e} + 1 \quad (2)$$

Измерение периода осуществляется на начальном участке экспоненты разгона

$$N_t = N_0 e^{t/T_e} \quad (3)$$

где  $N_t$  и  $N_0$  – текущая и начальная плотность потока нейтронов (ток ионизационной камеры) соответственно.

- измерение плотности потока нейтронов и доз гамма-излучения и др.

Практическому применению технических решений при выполнении работ по замене корпуса реактора «Гидра» способствовала четкая градация этапов выполнения необходимых действий. Отдельный раздел главы 3 поясняет условия обращения с РАО, образуемых при замене корпуса ИИР «Гидра» с оценкой их безопасности и экологической приемлемости. В заключении главы приведены краткие выводы по вновь полученным исследовательским результатам.

**В четвертой главе** представлены результаты анализа качества мероприятий по ядерной и радиационной защите персонала на различных стадиях ТОиР при замене корпуса реактора и экспериментальных исследованиях нейтронно-физических характеристик модернизированного реактора. Изучение нейтронно-физических характеристик реактора необходимо провести для представления верифицированных доказательств безопасности будущего функционирования реактора, в аспектах ядерной и радиационной защиты обслуживающего персонала. и в целом для окружающего мира.

Обоснование безопасности работ при перегрузке, транспортировании, хранении и обращении с облученным топливным раствором, а также с оборудованием, имеющим наведенную активность и радиоактивное загрязнение, выполнено на основании расчетных исследований эффективного коэффициента размножения нейтронов.

При вычислении  $k_{эфф}$  применялась программа MCU-RFFI. Данная программа многократно использовалась при проведении нейтронно-физических расчетов

растворного исследовательского реактора «Гидра», валидация и верификация которой осуществлялась проведением поверочных расчетов и сравнением их результатов с экспериментальными данными.

В главе приводятся экспериментальные и расчетные исследования радиационной обстановки при проведении работ по замене корпуса ИИР «Гидра» с целью обоснования возможности проведения ядерно- и радиационно-опасных работ по сливу топливного раствора и замене корпуса ИИР «Гидра».

В 2005 году дозиметром были проведены измерения мощности дозы гамма-излучения в центральном экспериментальном канале по высоте. Мощность дозы в центральном экспериментальном канале на середине высоты активной зоны составила ~ 10,7 мкЗв/с, на верхней и нижней границе топливного раствора ~ 8,7 мкЗв/с. На боковой поверхности корпуса на середине высоты активной зоны мощность дозы составила 0,6 мкЗв/с.

Полученные данные позволяют определить активность топливного раствора после останова реактора и ее спад после нахождения ИИР «Гидра» в режиме длительного останова до проведения работ по замене корпуса. Так на сегодняшний день мощность дозы от 1 л топливного раствора на расстоянии 1 м составит 0,01 мкЗв/ч.

Замена корпуса ИИР «Гидра» не предполагает изменений основных параметров реактора, таких как концентрация урана в топливном растворе, объем топливного раствора, эффективность и состав органов управления, конструкция основных узлов реактора. Тем не менее замена корпуса связана с проведением большого объема работ по демонтажу и последующему монтажу основного оборудования реактора и с проведением ядерно-опасных работ на реакторе. Поэтому был проведен анализ ядерной безопасности работ по заливке топливного раствора в «новый» корпус и измерению основных нейтронно-физических характеристик реактора.

Моделирование процесса загрузки топливного раствора проводилось на основе результатов вариантных расчетов нейтронно-физических характеристик реактора, выполненных методом Монте-Карло по программе MCU-RFFI.

Были получены результаты расчетов нейтронно-физических характеристик ИИР «Гидра» при различной высоте топливного раствора и положении органов управления. Пример полученных характеристик представлен в таблице 1.

Таблица 1 – Нейтронно-физические характеристики ИИР «Гидра» в зависимости от высоты топливного раствора при нижнем положении стержня ПУ и компенсирующих стержней КО-1 и КО-3.

Высота раствора, см	Объем раствора, л	Положение гр. КО-2, КО-4	$k_{эф}$	$\beta_{эф}$	$I_{м.н.} \times 10^4, с$	Утечка	Суммарная эффективность КО(1...4), $\beta_{эф}$
27	25.704	Верхн.	0.8812	0.0085	0.3148	0.3473	$5.0 \pm 0.2$
32	30.464	Верхн.	0.9210	0.0083	0.3171	0.3249	$5.0 \pm 0.2$
37	35.224	Верхн.	0.9508	0.0082	0.3176	0.3090	$5.2 \pm 0.2$
42	40	Верхн	0.9712	0.0082	0.3180	0.2976	$5.0 \pm 0.2$

По результатам расчетов  $k_{эф}$  при различных объемах топливного раствора в активной зоне получена зависимость коэффициентов реактивности долива  $\partial\rho / \partial v$  от объема раствора в активной зоне, представленная на рисунке 6.

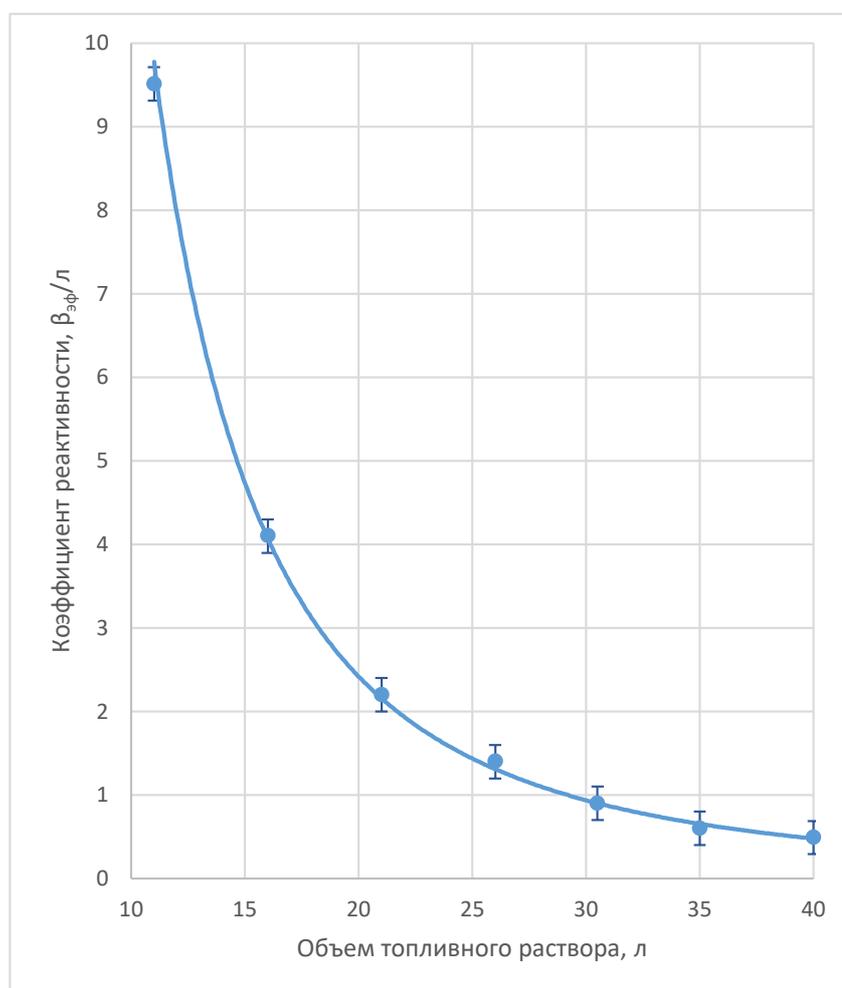


Рисунок 6 – Зависимость коэффициента долива раствора от объема раствора в активной зоне.

Были проведены исследования эффективности компенсирующих стержней и пускового устройства.

Состояние радиационной безопасности при проведении ядерно- и радиационно-опасных работ проводится на основании изучения и анализа коллективной и индивидуальной дозы облучения персонала. Зафиксированные дозовые нагрузки на персонал в период временного останова реактора (2007-2022 гг.) представлены на рис.7.

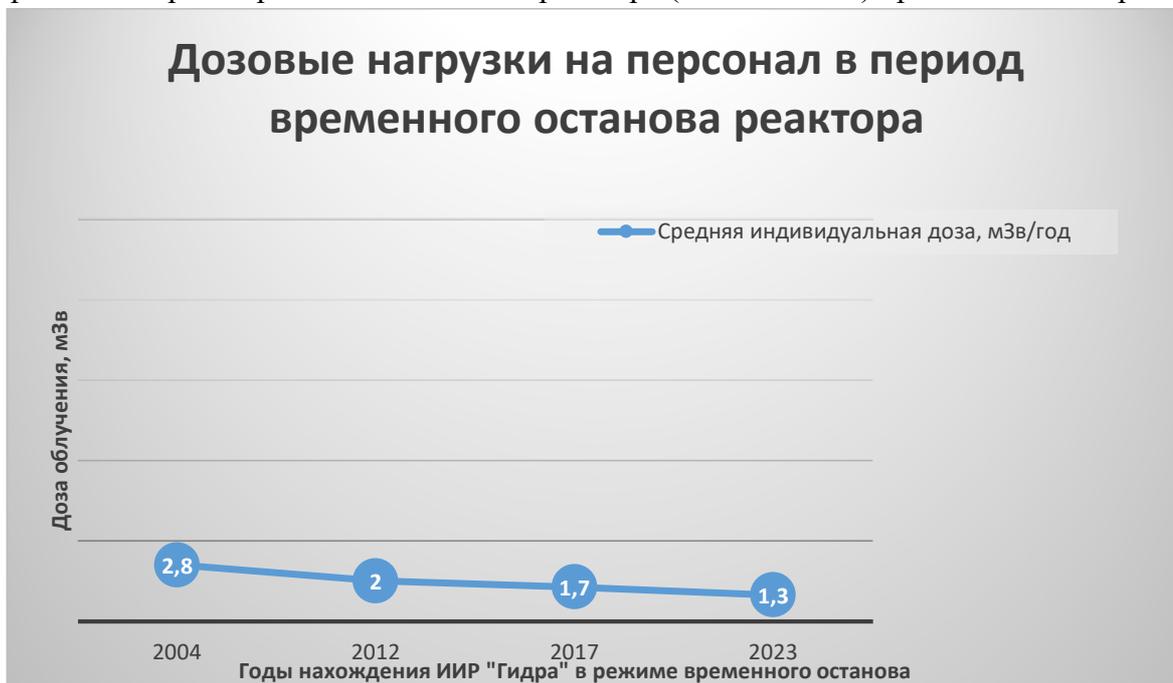


Рисунок 7 – Дозовые нагрузки на персонал в период временного останова реактора (2004-2022 гг.)

**В пятой главе** показан пример фактического применения методики для исследовательского реактора «Аргус». В общем объеме работ по управлению старением этой исследовательской установки и сроками ее безопасной эксплуатации для применения инструментов разработанной методики при продлении проектно-лицензионного срока эксплуатации исследовательского реактора «Аргус» были созданы и утверждены руководством центра руководящие документы, и тем самым валидированы положения разработанной в объеме диссертационных исследований названной выше методики.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Таким образом, в ходе выполнения данной работы проанализированы опыт эксплуатации и состояние безопасности ИИР «Гидра», созданы информационные и инструментальные средства для выполнения работ по замене корпуса реактора. Тем самым выполнен завершённый комплекс экспериментально-расчетных исследований по обоснованию безопасности, надежности и эксплуатационных характеристик ИИР «Гидра», которые легли в основу доказательств возможности и целесообразности, экологической приемлемости продления срока службы данной ИЯУ за предел первоначально назначенного проектного срока эксплуатации. Изучены нейтронно-физические характеристики и проведены: анализ безопасности ИИР «Гидра» по итогам ТОиР; подтверждено соответствие его служебных характеристик действующим правилам и нормам по безопасности ИЯУ; разработаны и осуществлены процессы ядерно-опасных работ по замене корпуса реактора; полученные результаты нашли

отражение в паспорте ИИР «Гидра», в проектной и эксплуатационной документации ИЯУ с ИИР «Гидра».

#### **Основные выводы по работе**

1. Определены технические и эксплуатационные характеристики ИИР «Гидра», с помощью которых научно обоснована проверена достаточность ряда предложенных методических и проектных решений для исключения аварийных ситуаций на этапе реконструкции, замене корпуса реактора и на будущий период его эксплуатации.

2. Впервые в практике создания и эксплуатации отечественных ИЯУ разработана и реализована методика обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора при длительной эксплуатации, в ходе выполнения которой:

2.1. получены экспериментальные результаты в обоснование критериев назначенного срока дополнительной службы ИИР;

2.2. выполнены практические работы с полномасштабными натурными испытаниями характеристик «новых» (резервных) корпусов;

2.3. подтверждена достаточность результатов анализа проведения ядерно- и радиационно-опасных работ расчетными и экспериментальными методами.

3. Обоснование безопасности замены корпуса ИИР, в формате отчета о НИР подготовленное при непосредственном участии автора на основе полученных им результатов исследований, апробированны многократными результатами экспертизы во всех ведущих предприятиях отрасли, что также является подтверждением достоверности полученных автором новых результатов.

4. Особенностью проведенных автором исследований и испытаний является то, что они проведены на действующей ядерной установке. Основные положения диссертации проверены и внедрены в практику эксплуатации ИЯУ с ИИР «Гидра».

#### **Основное содержание диссертационной работы изложено в следующих публикациях:**

1. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Мясников С.В., Петрунин Н.В., Терашкевич С.С. Эксплуатационный контроль состояния металла корпусов растворных реакторов в НИЦ «Курчатовский институт». Вопросы материаловедения. 2022; (4(112)):191-198.

2. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Петрунин Н.В., Тутнов И.А. Оценка эксплуатационной надежности импульсного исследовательского реактора. Надежность. 2023; 23(3): 14-22.

3. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Мясников С.В., Петрунин Н.В., Терашкевич С.С. Эксплуатационный контроль состояния металла корпусов растворных реакторов в НИЦ «Курчатовский институт» // Сборник «Труды конференции молодых учёных и специалистов «Новые материалы и технологии». Санкт-Петербург, НИЦ «Курчатовский институт» – ЦНИИ КМ «Прометей», 2022. С. 12.

4. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Павлов А.К., Петрунин Н.В. Методика обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора // Сборник тезисов XXII Школы молодых ученых. Москва, ИБРАЭ РАН, 2023. С. 15.

5. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Павлов А.К., Петрунин Н.В. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при перегрузочных работах на растворном

реакторе // Сборник тезисов XXII Школы молодых ученых. Москва, ИБРАЭ РАН, 2023. С. 36.

6. Рама ядерного гомогенного реактора: патент РФ № 196043 / Бойкова Т.В., Сенявин А.Б., Павшук В.А., 14.02.2020.

7. Защитный кожух ядерного гомогенного реактора: патент РФ № 194326 / Бойкова Т.В., Сенявин А.Б., Павшук В.А., 06.12.2019.

8. Устройство загрузки жидкого ядерного топлива в ядерный гомогенный реактор: патент РФ № 2723473 / Бойкова Т.В., Сенявин А.Б., Павшук В.А., Писарев А.Н., 11.06.2020.

9. Бойкова Т.В., Григорьев А. С., Маколкин Д. В., Королев С. А., Тутнов И. А. Качество и надежность энергосистем малой мощности // Надежность и качество сложных систем. 2023. № 3. С. 28-37.

В том числе в журналах, рекомендованных ВАК по специальности 2.4.9:

1. Байдаров Д.Ю., Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Сафронова Н.Н., Тутнов И.А. Методика конверсии исследовательских ядерных реакторов на этапе вывода из эксплуатации. // Глобальная Ядерная Безопасность. 2024;(1):58-67.

2. Бойкова Т. В., Кочнов Ю. О., Петрунин Н. В., Сафронова Н. Н., Тутнов И. А. Методика для обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора. // Ядерная и радиационная безопасность. 2024. № 1 (111). С. 36–47.

3. Тутнов И.А., Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Сафронова Н.Н. Оценка технического состояния корпуса исследовательского ядерного реактора при длительном сроке эксплуатации. // Промышленная энергетика. – 2024. – № 2. – С. 54-60.