

*25-летию закрытия
Семипалатинского испытательного
полигона посвящается...*

**Назарбаев Н.А., Школьник В.С., Батырбеков Э.Г.,
Березин С.А., Лукашенко С.Н., Скаков М.К.**

**ПРОВЕДЕНИЕ КОМПЛЕКСА
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИХ И ИНЖЕНЕРНЫХ
РАБОТ ПО ПРИВЕДЕНИЮ БЫВШЕГО
СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО
ПОЛИГОНА В БЕЗОПАСНОЕ СОСТОЯНИЕ**

Том III

г. Курчатов, 2016

УДК 621.039 (035.3)

ББК 31.4

П 42

Рецензенты: **Мукашев Б.Н.** – академик НАН РК, д.ф.-м.н., профессор;
Градобоев А.В. – д.т.н., профессор;
Санжарова Н.И. – чл.-корр. РАН, д.б.н., профессор

Авторы: **Назарбаев Н.А., Школьник В.С., Батырбеков Э.Г., Березин С.А., Лукашенко С.Н., Скаков М.К.**

Проведение комплекса научно-технических и инженерных работ по приведению бывшего Семипалатинского испытательного полигона в безопасное состояние / Н.А. Назарбаев, В.С. Школьник, Э.Г. Батырбеков и др. - Курчатов, 2016. - 596 с.: Илл. 470.

ISBN 978-9965-675-93-5

Т.3. – 2016. – 596 с.: Илл. 470

ISBN 978-9965-675-96-6

В третьем томе представлены основные результаты научных работ, которые были выполнены в период с 1991 года по настоящее время на экспериментальной научной базе НЯЦ РК, расположенной на территории бывшего СИП – реакторных комплексах КИР «Байкал-1» и КИР ИГР. Решались проблемные вопросы сбора и хранения радиоактивных отходов и источников ионизирующего излучения, хранения отработавшего ядерного топлива реакторов БН-350 и ИГР, вывоза в Россию высокообогащенного ядерного топлива реакторов ИВГ.1 и РА, возможности конверсии реакторов ИВГ.1М и ИГР на низкообогащенное топливо, а также проводились экспериментальные исследования в области безопасности объектов атомной техники и реакторного материаловедения.

УДК 621.039 (035.3)

ББК 31.4

ISBN 978-9965-675-96-6 (Т. 3)
ISBN 978-9965-675-93-5 (общ.)

© Курчатов, РГП «Национальный ядерный центр РК» Министерства энергетики РК

ВВЕДЕНИЕ

13 мая 1958 года ЦК КПСС и Совет Министров СССР приняли Постановление №518-246 о создании на Семипалатинском испытательном ядерном полигоне экспериментальной установки РВД (реактор взрывного действия – так в то время назывался импульсный графитовый реактор ИГР). Это Постановление является первым документом государственного уровня, имеющим непосредственное отношение к созданию предприятия, которое впоследствии стало называться Объединенная экспедиция НПО «Луч» и 15 мая 1992 года вошло в состав НЯЦ РК, созданного Указом Президента Республики Казахстан №779 на базе комплекса бывшего Семипалатинского испытательного полигона и соответствующих научных организаций, объектов, расположенных на территории Казахстана. С 1993 года Объединенная экспедиция была переименована в Институт атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан, а 13 мая 1958 года считается днем основания предприятия.

В состав института входят подразделения, эксплуатирующие исследовательские реакторы, стенды и установки для вне реакторных исследований, научно-исследовательские отделы, функциональные отделы и подразделения инфраструктуры. Экспериментальная база ИАЭ РГП НЯЦ РК включает исследовательские реакторы, стенды и установки для экспериментальных исследований в обоснование безопасности атомной энергетики, для материаловедческих исследований, оборудования для выполнения исследований в поддержку создания казахстанского токамака (КТМ), выполнения послереакторных исследований, в том числе:

- Комплекс исследовательского реактора ИГР;
- Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1», включающий реактор ИВГ.1М, стенд «Ангара», остановленный реактор РА (без топлива в активной зоне) и другие теплофизические стенды и установки;
- Стенд «EAGLE».

Ранее на комплексах «Байкал-1» и ИГР проводились испытания твэлов, ТВС, модулей и прототипов реакторов ЯРД и ЯЭДУ с турбомашинным преобразованием энергии на основе твердофазного реактора. После прекращения работ по программе создания ЯРД и ЯЭДУ на реакторных экспериментальных комплексах и стендах ИАЭ РГП НЯЦ РК реализован и проводится по настоящее время широкий спектр экспериментальных исследований в обоснование безопасности объектов ядерной и термоядерной техники, исследований в области создания и развития атомной энергетики в Казахстане.

В настоящее время ИАЭ является филиалом РГП НЯЦ РК и, согласно действующему уставу, целями деятельности ИАЭ НЯЦ РК являются:

- проведение научно-исследовательских, опытно-конструкторских и иных работ в области мирного использования атомной энергии;
- внедрение наукоемких технологий в экономику РК;
- участие в подготовке национальных кадров для атомной отрасли Республики Казахстан.

Деятельность ИАЭ, как составной части РГП НЯЦ РК, осуществляется в рамках бюджетных научно-технических программ, включенных в стратегический план Министерства, по внебюджетным договорам, международным научным проектам и направлена на выполнение основной миссии РГП НЯЦ РК – научно-технологическое обеспечение реализации политики Республики Казахстан в области мирного использования атомной энергии и достижение стратегической цели РГП НЯЦ РК обеспечение устойчивого развития атомной отрасли Казахстана.

Деятельность ИАЭ РГП НЯЦ РК осуществлялась и ныне продолжается

1. В рамках бюджетных научно-технических программ, в том числе:
 - Прикладные научные исследования технологического характера в области топливно-энергетического комплекса, нефтехимии и минеральных ресурсов, которая включает:
 - Мероприятие 1 «Реализация научно-технической программы развития атомной энергетики в Республике Казахстан»;
 - Мероприятие 2 «Реализация программы научно-технической поддержки создания и эксплуатации Казахстанского термоядерного материаловедческого реактора Токамак».
 - Консервация и ликвидация урановых рудников, захоронение техногенных отходов, которая включает:
 - Мероприятие 2 «Повышение радиационной безопасности территории Республики Казахстан: приведение в безопасное состояние цехов Иртышского химико-металлургического завода (ИХМЗ), и прилегающей к ним территории»
 - Мероприятие 3 «Обеспечение долговременного хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реактора БН-350 с выполнением требований безопасности и физической защиты»;
 - Обеспечение радиационной безопасности, которая включает:
 - Обеспечение ядерной, радиационной и промышленной безопасности комплексов исследовательских реакторов;
 - Услуги по обеспечению функционирования ядерных, радиационных и электрофизических установок РГП НЯЦ РК;
 - Обеспечение функционирования систем физической защиты стратегических объектов атомной отрасли.
 - Ранее выполняемые бюджетные программы
 - Создание Казахстанского термоядерного материаловедческого реактора (КТМ) ТОКАМАК.
- Подготовительная работа по развитию атомной энергетики, которая включала:
 - Разработку нормативно-правовых и технических документов, определяющих правила и порядок проведения тендера на строительство АЭС в Казахстане;
 - Разработку требований эксплуатирующих организаций к проекту Казахстанской АЭС;
 - Проведение технико-экономических исследований в обоснование строительства атомных электростанций в Республике Казахстан.
2. В рамках инвестиционных проектов:

- Создание Республиканского центра по переработке и длительному хранению РАО и ИИИ предприятий атомной отрасли и других отраслей промышленности;
 - Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»;
 - Комплексная модернизация систем физической защиты и охраны стратегических объектов атомной отрасли.
3. В рамках международных проектов:
- CORMIT (Япония, TOSHIBA) – Исследования в обоснование безопасности водоводяных энергетических ядерных реакторов;
 - FUKUSIMA (Япония, TOSHIBA) – Экспериментальное моделирование и изучение свойств застывших фрагментов расплава активной зоны реакторов АЭС Фукусима-1;
 - INVECOR (МНТЦ) – Экспериментальное изучение нестационарных процессов при удержании кориума в корпусе реактора при имитации остаточного тепловыделения;
 - EAGLE (Япония, JAEA) – Исследования в обоснование безопасности коммерческих ядерных реакторов на быстрых нейтронах;
 - SAIGA (Франция, CEA) – Исследования в обоснование безопасности прототипного энергетического реактора на быстрых нейтронах ASTRID;
 - MAXSIMA (Бельгия, SCK-CEN) – Разработка экспериментальных устройств для проведения внутриреакторных экспериментов в обоснование безопасности многофункционального реактора MYRRHA с быстрым энергетическим спектром нейтронов;
 - КОНВЕРСИЯ (США, DOE, ANL) – Перевод исследовательских реакторов ИАЭ РГП НЯЦ РК на низкообогащенное топливо.

По вышеприведённым программам (представленным в стратегическом плане Министерства) и проектам ИАЭ НЯЦ РК выполнил и продолжает проводить экспериментальные исследования в обоснование безопасности и работоспособности объектов ядерной и термоядерной техники, исследования в области создания и развития атомной энергетики в Казахстане, работы по развитию научно-экспериментальной базы института для прикладных исследований, по развитию его технологической инфраструктуры, работы по содержанию и безаварийной эксплуатации ядерных, радиационных и электрофизических установок, научно-исследовательские работы по характеристизации материалов ядерных и термоядерных реакторов, конструкционных материалов с улучшенными эксплуатационными свойствами, работу по подготовке кадров.

Основные результаты работ по наиболее приоритетным направлениям деятельности института представлены ниже.

1. Научно-техническая поддержка работ по развитию атомной энергетики в Казахстане.
 - Разработана отраслевая программа «Развитие атомной отрасли в Республике Казахстан на 2010-2014 годы с перспективой расширения до 2020 года», в которой представлен и обоснован план мероприятий по основным направлениям развития отрасли, которые необходимо реализовать в приоритетном порядке.

- Разработаны нормативно-правовые и технические документы, определяющие правила и порядок проведения тендера на строительство АЭС в Казахстане.
- Разработаны технические требования к проекту Казахстанской АЭС.
- Выполнены технико-экономические исследования в обоснование строительства АЭС в Казахстане.
- Выполнены экспериментальные исследования процессов, характерных для завершающей стадии тяжелой аварии водоводяных и быстрых энергетических реакторов. Получена качественная и количественная информация для прогнозирования процессов развития тяжелой аварии и выработки мер по ограничению и локализации ее последствий.
- Выполнены исследования возможного применения инновационной ядерно-энергетической технологии высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов в производстве водорода для отраслей промышленности, занимающихся рафинированием нефти, газификацией угля, производством этилена, стирола, аммиака, стали.
- Разработаны методики материаловедческих исследований и испытаний образцов конструкционных материалов термоядерных установок.
- Выполнены исследования в обоснование тритиевой безопасности термоядерных установок.
- Проведены радиационные и инженерные исследования систем и оборудования исследовательского реактора РА, находящегося в режиме длительного останова, для подготовки реактора к выводу его из эксплуатации.
- Разработаны технологии хранения, утилизации и переработки радиоактивных отходов, в том числе материалов, полученных при декомиссии реактора на быстрых нейтронах БН -350.
- Налажена система учета и контроля ядерных материалов в полном соответствии с Договором о нераспространении ядерного оружия и соответствующими требованиями МАГАТЭ.
- 2. Развитие научно-экспериментальной базы для прикладных исследований, технологической инфраструктуры.
 - Созданы и введены в эксплуатацию экспериментальные комплексы с установками ЛАВА и EAGLE для проведения вне реакторных исследований процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны.
 - Разработано технико-экономическое обоснование (ТЭО) проекта «Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», реализация которого позволит повысить уровень безопасности и расширит экспериментальные возможности исследовательских реакторов.
 - Выполняются работы по снижению обогащения активных зон исследовательских реакторов ИВГ.1М и ИГР.
 - Разработано ТЭО инвестиционного проекта «Создание радиационно-защитной камеры и пункта длительного хранения на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1», реализация которого позволит решить проблемы переработки и хранения РАО в Казахстане, создать на основе этого проекта Республиканский центр по переработке и длительному хранению РАО.

- Создана инфраструктура перевозки и долговременного хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реактора БН-350.
 - Созданы системы физической защиты стратегических объектов атомной отрасли, включая систему физической защиты и контроля состояния контейнеров с ОЯТ с целью соблюдения ядерной и радиационной безопасности.
 - Разработано ТЭО инвестиционного проекта «Комплексная модернизация систем физической защиты и охраны стратегических объектов атомной отрасли».
 - Созданы экспериментальные стенды для предварительного тестирования и калибровки систем токамака КТМ. Проведен пробный запуск токамака КТМ в, получен плазменный шнур в его вакуумной камере.
 - Создан имитационный стенд с плазменно-пучковой установкой для предварительного исследования взаимодействия плазмы с кандидатными материалами термоядерного реактора и отработки диагностик плазмы. На плазменно-пучковой установке начаты экспериментальные исследования в области материаловедения и инновационных технологий для установок термоядерного синтеза для пополнения теоретических и экспериментальных данных по воздействию плазмы на структуру и свойства кандидатных материалов термоядерной энергетики в обоснование инновационных технологий для создания термоядерных реакторов ITER и DEMO
 - Разработан и изготовлен макет литиевого дивертора для токамака КТМ.
 - Выполняются исследования материалов ядерных реакторов, термоядерных материалов и материалов с улучшенными эксплуатационными свойствами.
3. Обеспечение ядерной, радиационной и промышленной безопасности объектов атомной отрасли.
- Обеспечены ядерная, радиационная и промышленная безопасность, безаварийное функционирование комплексов исследовательских реакторов КИР «Байкал-1» и КИР ИГР, радиационных и электрофизических установок ИАЭ РГП «НЯЦ РК».
 - Обеспечено хранение ОЯТ реактора БН-350 и функционирование систем физической защиты и контроля состояния контейнеров с ОЯТ с целью соблюдения ядерной и радиационной безопасности.
 - Обеспечено функционирование систем физической защиты стратегических объектов атомной отрасли.
4. Ликвидация радиационно-опасных ситуаций в местах техногенной деятельности
- Завершен первый этап работ по приведению в безопасное состояние цехов Иртышского химико-металлургического завода (ИХМЗ) и прилегающей к ним территории.
 - Выполнены мероприятия по перевозке контейнеров с ОЯТ из г. Актау на территорию бывшего СИП (реакторный комплекс «Байкал-1») для долговременного хранения.
5. Подготовка кадров
- Проведены обучение, стажировка и аттестация персонала по специфике деятельности предприятия, в том числе организована подготов-

ка и стажировка специалистов ИАЭ для обслуживания Казахстанского материаловедческого Токамака.

- Организована система подготовки кадров, использующая экспериментальную базу ИАЭ РГП НЯЦ РК. Созданы условия для семинарских, лабораторных занятий по различным спецкурсам и практикумам. Проведены производственные, преддипломные и дипломные практики студентов, магистрантов и научные стажировки докторантов ВУЗов РК;
- Созданы условия для обучения сотрудников ИАЭ в магистратуре и докторантуре PhD высших учебных заведений по специальностям атомной отрасли РК.

В результате выполнения работ в рамках перечисленных выше программ и проектов совершенствовалась экспериментальная база ИАЭ НЯЦ РК для научных исследований в области безопасности атомной энергетики – были созданы новые экспериментальные установки и устройства, выросли квалифицированные научные и технические кадры, обладающие опытом проведения сложных исследований в атомной сфере. Этот потенциал необходимо наращивать, так как выполнение миссии РГП НЯЦ РК, направленной на научно-технологическое обеспечение реализации политики Республики Казахстан в области мирного использования атомной энергии и достижение стратегической цели РГП НЯЦ РК по устойчивому развитию атомной отрасли Казахстана, требует эффективного использования технических и человеческих ресурсов, модернизации и/или замены устаревшего оборудования, создания новых направлений работ и исследований, повышения качества их выполнения, подготовки соответствующих специалистов разного уровня, решения социальных вопросов для уменьшения текучести кадров, привлечения к работам молодых и опытных специалистов.

Для эффективной реализации государственной политики в атомной сфере Постановлением Премьер-министра №728 от 29.06.2011 РК была принята Программа «Развитие атомной отрасли РК на 2011 – 2014 годы с перспективой расширения до 2020 года». Эта Программа нацелена на создание и развитие в стране атомной энергетики и ее инфраструктуры, атомного строительного комплекса, предприятий ядерного топливного цикла, атомной науки и техники. Мероприятия Программы направлены на реализацию стратегии Республики Казахстан в области мирного использования атомной энергии и учитывают мировые тенденции развития атомной энергетики. План мероприятий Программы помимо мероприятий уже включенных в стратегический план Министерства содержит новые предложения по решению задач по развитию атомной отрасли. Каждое мероприятие Программы ориентировано на достижение ее целевых индикаторов и представляет собой отдельную бюджетную программу или инвестиционный проект.

В настоящей книге описаны основные научно-технические достижения и результаты наиболее значимых исследовательских работ, которые проводились Институтом атомной энергии в рамках отмеченных выше программ и контрактов.

ГЛАВА 1. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА И ЕЕ МОДИФИКАЦИЯ

1.1 Реакторные комплексы. История создания и современное состояние

К середине 70-х годов на территории Семипалатинского испытательного полигона была создана и затем функционировала испытательная база для наземной отработки элементов конструкции космических ядерных реакторов, в состав которой входили два экспериментальных комплекса исследовательских реакторов «Байкал-1» и ИГР. На комплексах «Байкал-1» и ИГР проводились испытания твэлов, ТВС, модулей и прототипов реакторов ЯРД и ЯЭДУ с турбомашинным преобразованием энергии на основе твердофазного реактора, а после прекращения работ по программе создания ЯРД и ЯЭДУ на экспериментальных комплексах был реализован и проводится в настоящее время широкий спектр экспериментальных исследований в обоснование безопасности объектов ядерной техники и термоядерной энергетики. В настоящее время реакторные комплексы входят в состав Института атомной энергии – филиала Национального ядерного центра РК.

15 мая 1958 года, когда ЦК КПСС и СМ СССР было принято постановление № 518-246, которое предусматривало «...для изучения физических процессов, протекающих при быстрых нарастаниях мощности в атомных реакторах, построить на объекте Министерства обороны СССР экспериментальную установку РВД с высокотемпературным ядерным гомогенным графитовым реактором».

Инициатором работ по созданию установки был И.В. Курчатов, который совместно с С.М. Фейнбергом возглавил научное руководство проектом. Инженерно-конструкторская часть проекта была поручена Н.А. Доллежалю и И.Я. Емельянову. Реактор был построен в чрезвычайно короткие сроки: уже в июле 1960 года состоялся его физический пуск. Физические исследования и первые пуски реактора РВД показали, что создан исследовательский реактор с самым высоким в мире, $0,7 \times 10^{17}$ н/(см²с), потоком тепловых нейтронов.

С 1960 года реактор эксплуатировался экспедицией 361, входившей в состав Института атомной энергии им. И.В. Курчатова. В начальный период эксплуатации реактора на нем проводились работы, в которых собственно реактор и являлся объектом исследования, а целью было изучение поведения и характеристик размножающей среды при высоких скоростях роста мощности аппарата. По времени эти работы занимали непродолжительный период.

И.В. Курчатов вместе с М.В. Келдышем и С.П. Королевым выдвинули идею создания ядерного ракетного двигателя и предприняли первые шаги по ее реализации. 30 апреля 1958 года вышло инициированное ими Постановление правительства о дальнейшем развитии теоретических и эксперимен-

тальных работ по исследованию перспективных схем и созданию ЯРД. Уже в мае – июне 1962 г. на реакторе РВД проводится первая исследовательская серия (серия М), цель которой – отработка методики реакторных испытаний твэлов ядерных ракетных двигателей. В пусках этой серии реактор используется как мощный источник нейтронов, как инструмент для физико-технических исследований, а объектом изучения являются экспериментальные тепловыделяющие сборки реактора ЯРД, набранные из твэлов блочного типа.

В связи с изменением характера исследований и назначения реактора изменяется его название: РВД – реактор взрывного действия – меняется на ИГР – импульсный графитовый реактор. Полная характеристика реактора – высокотемпературный, самогасящийся, уран-графитовый реактор теплоемкостного типа на тепловых нейтронах с графитовым отражателем. В период с момента проведения на реакторе РВД серии М, первой серии испытаний твэлов ЯРД, по сентябрь 1966 года, когда реактор РВД был остановлен на первую реконструкцию, на нем было проведено 489 пусков, более половины из которых имели целью испытания твэлов и ТВС ЯРД.

По мере развития и продвижения работ по ЯРД возникла необходимость расширения испытательной реакторной базы, поскольку реактор ИГР позволял проводить испытания только твэлов и модельных тепловыделяющихборок. Основным недостатком этого реактора с точки зрения испытания твэлов и других элементов ЯРД – импульсный режим работы. Еще раньше, предвосхищая объем и сложность работ по созданию ЯРД, по инициативе ученых и специалистов, в мае 1960 года принимается Постановление ЦК КПСС и СМ СССР о строительстве первой и второй очереди реакторного исследовательского комплекса «Байкал-1». Этим же постановлением было определено место расположения комплекса: на территории Семипалатинского испытательного полигона, в 65 км от г. Курчатова, в 50 км от места расположения реакторного комплекса ИГР. Предусматривалось в составе первой очереди комплекса построить исследовательский газоохлаждаемый высокотемпературный реактор ИВГ.1, стенд хранения и подачи в реактор газообразного водорода и реактор ИРГИТ, являющийся стендовым прототипом реактора ЯРД.

Строительство комплекса исследовательских реакторов «Байкал-1» было начато в 1964 году. В 1971 г. на первом рабочем месте был завершен монтаж реактора ИВГ.1, а в сентябре – декабре 1972 г. проведен физический пуск этого реактора. К осени 1973 г. были закончены строительство и монтаж стенда. Пуско-наладочные работы на стенде заняли почти полтора года и 7 марта 1975 года состоялся энергетический пуск реактора ИВГ.1.

В 1976 г. на втором рабочем месте комплекса «Байкал-1» начались работы по монтажу первого экземпляра реактора ИРГИТ, физический пуск которого состоялся в июле 1977 года, а энергетический – 27 марта 1978 года.

Всего на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1» в рамках программы ЯРД проведены испытания четырех вариантов активной зоны реактора ИВГ.1 и трех реакторов ИРГИТ.

По завершении работ по программе ЯРД, реактор ИРГИТ был модернизирован и трансформирован в реактор РА для проведения работ по созданию ЯЭДУ. Энергетический пуск реактора РА состоялся в марте 1987 г. До 1997 года на реакторе проводились различные материаловедческие

испытания. В 1998 году в соответствии с межправительственными соглашениями топливо было выгружено из активной зоны реактора и вывезено в Россию. На основе реактора ИВГ.1, в результате модернизации, в 1990 г. был создан исследовательский реактор ИВГ.1М.

С начала строительства и до 1970 года, организацией, ведущей курирование строительных работ на комплексе «Байкал», являлась Экспедиция № 10 Подольского научно-исследовательского технологического института, которая должна была заниматься и эксплуатацией комплекса по окончании его сооружения.

В июле 1970 года, с целью сокращения сроков выполнения работ, координации усилий, совершенствования структуры и лучшего взаимодействия организаций, участвующих в создании ЯРД, Министерство среднего машиностроения решило объединить 10-ю экспедицию ПНИТИ и 361 экспедицию ИАЭ им. И.В. Курчатова в одно предприятие – Объединенную экспедицию, на которую возлагались задачи эксплуатации реакторных комплексов ИГР и «Байкал» и проведение всех реакторных испытаний и исследований по программе разработки ЯРД.

Организационно Объединенная экспедиция входила в состав Подольского научно-исследовательского технологического института (ПНИТИ). В 1989 году ПНИТИ был преобразован в научно-производственное объединение «Луч», в которое, в качестве одного из самостоятельных предприятий вошла и Объединенная экспедиция (ОЭ НПО «Луч»).

С образованием суверенного Казахстана и его Национального ядерного центра, ОЭ НПО «Луч» была преобразована в Институт атомной энергии и включена в состав НЯЦ РК.

Полученный опыт и технологии, созданные при разработке и испытаниях элементов и прототипов реакторов ЯРД, были востребованы и реализованы при выполнении в ИАЭ НЯЦ РК исследований по проблемам безопасности объектов ядерной и термоядерной энергетики на этапах их создания, эксплуатации и вывода с эксплуатации.

Направления деятельности ИАЭ НЯЦ РК в обоснование безопасности объектов ядерной и термоядерной энергетики охватывают широкий спектр экспериментальных исследований, выполняемых на высоком профессиональном и техническом уровне, соответствующем мировому уровню исследований. Некоторые из выполняемых исследований проводятся впервые в мире и с привлечением зарубежных партнеров

В настоящее время экспериментальная база ИАЭ РГП НЯЦ РК включает исследовательские реакторы, стенды и установки для экспериментальных исследований в обоснование безопасности атомной энергетики, для выполнения исследований в поддержку создания казахстанского токамака (КТМ), оборудование для выполнения материаловедческих исследований.

Анализ технического состояния реакторных комплексов НЯЦ РК, выполняемых в настоящее время, планируемых и предполагаемых программ исследований, выявил необходимость модернизации реакторных комплексов с целью расширения экспериментальных возможностей и улучшения их эксплуатационных характеристик. С этой целью разработано технико-экономическое обоснование проекта «Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный

центр Республики Казахстан», реализация которого позволит повысить уровень безопасности и расширит экспериментальные возможности исследовательских реакторов.

1.1.1 Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1»

Комплекс «Байкал-1» расположен в центре Семипалатинского полигона в 65 км к югу от города Курчатова (ранее Семипалатинск-21). Комплекс создавался как специализированная база для полномасштабных реакторных испытаний ТВС, модулей активных зон, прототипов реакторов ЯРД и, собственно, ЯРД с использованием газообразного и жидкого водорода. Водород и необходимый для различных технологических операций азот (который использовался также в качестве теплоносителя) доставлялись на комплекс в жидком виде в транспортных автомобильных емкостях, затем газифицировались и закачивались в емкости-хранилища высокого давления. В настоящее время система газификации и компремирования азота находится в рабочем состоянии, аналогичная водородная система законсервирована. Для хранения газообразных водорода и азота используются емкости суммарным объемом 200 м³ с рабочим давлением 32 МПа (при указанном давлении в одной емкости может храниться 0,23 т газообразного водорода или 3,2 т газообразного азота). Стендовые системы находятся в рабочем состоянии и обеспечивают возможность подачи в испытываемые изделия водорода с расходом 0,01–25 кг/с и азота с расходом 0,01 – 60 кг/с.

На комплексе «Байкал-1» находятся два исследовательских реактора – ИВГ.1М и РА.

Реактор ИВГ.1М

В 1975 году на стендовом комплексе «Байкал-1» был проведен энергетический пуск реактора ИВГ.1. По результатам энергетического пуска стендовый комплекс «Байкал-1» с реактором ИВГ.1 принят в эксплуатацию. В подготовке и проведении энергетического пуска участвовали специалисты ОЭ, НИКИЭТ, ПНИТИ, ИАЭ им. И.В. Курчатова, войсковой части 52605, Института прикладной геофизики Госкомгидромета СССР, Института биофизики Минздрава СССР и ряда других организаций.

В течение 1975 – 1988 годов в реакторе проводились испытания опытных активных зон реакторов ЯРД и ЯЭДУ. В 1989 году была начата модернизация реактора ИВГ.1 и систем комплекса «Байкал-1» с целью создания на реакторе двух петлевых установок:

- петлевой установки для испытаний ТВС газоохлаждаемых реакторов, в том числе реакторов ЯРД и ЯЭДУ, оснащенной системой закрытого выброса газообразного теплоносителя;
- петлевой установки для испытаний модельных ТВС водоохлаждаемых реакторов, в том числе ВВЭР, в переходных и аварийных режимах, включая и режимы тяжелых аварий с возможным плавлением ТВС, для обоснования безопасности объектов ядерной техники.

В 1990 году был завершён первый этап модернизации – активная зона реактора укомплектована охлаждаемыми водой технологическими каналами. Работы по второму этапу модернизации – созданию петлевых

установок и реконструкции системы водяного охлаждения реактора для увеличения длительности его работы на номинальной мощности – выполнены лишь частично и прекращены в связи с изменением экономической и политической ситуации в СНГ.

Продолжительность непрерывной работы реактора ограничена запасами водяного теплоносителя, который циркулирует по замкнутому контуру (без промежуточного охлаждения) и составляет $10^3 \div 3,5 \times 10^4$ сек при мощности реактора от 60 до 6 МВт, соответственно.

Реактор оснащен оборудованием для проведения исследований параметров взаимодействия конструкционных материалов с водородом и его изотопами в условиях реакторного облучения. Основные технические характеристики модернизированного реактора ИВГ.1М (рисунки 1.1) приведены в таблице 1.1.

Таблица 1.1. Основные технические характеристики модернизированного реактора ИВГ.1М

Тепловая мощность (без учета мощности ТВС в петлевом канале), МВт	60
Плотность потока тепловых нейтронов в петлевом канале, н/см ² с	$3,5 \times 10^{14}$
Загрузка урана-235, кг	4,6
Высота активной зоны, мм	800
Диаметр петлевого канала, мм	164
Расход воды через реактор, кг/с	380
Максимальная температура воды на выходе активной зоны, °С	95



Рисунок 1.1. Реактор ИВГ.1М со стороны перегрузочной машины

Реактор РА

Исследовательский реактор РА (рисунок 1.2) был создан на основе конструкции стендового прототипа ЯРД реактора ИРГИТ и введен в эксплуатацию в 1987 году. Реактор охлаждается атмосферным воздухом, нагнетаемым компрессором с расходом до 3,3 кг/с, при этом обеспечивается охлаждение реактора при работе на мощности до 400 кВт. Топливо реактора размещалось в герметичных ампулах и имело обогащение 90% по урану-235. До 1997



Рисунок 1.2. Реактор РА

года на реакторе проводились различные исследования, в 1998 году в соответствии с межправительственными соглашениями топливо из реактора было выгружено и вывезено в Россию. Все системы реактора находятся в рабочем состоянии. Возобновление эксплуатации реактора возможно при условии изготовления новых ТВС для комплектации активной зоны.

1.1.2 Комплекс исследовательского реактора ИГР

Исследовательский реактор ИГР введен в эксплуатацию в 1961 году. Реактор ИГР (рисунок 1.3) является импульсным реактором на тепловых нейтронах с гомогенной активной зоной, представляющей собой кладку из содержащих уран графитовых блоков, собранных в виде колонн. Отражатель реактора сформирован из аналогичных блоков, не содержащих урана. Реактор не имеет принудительного охлаждения активной зоны. Выделившееся в процессе работы реактора тепло аккумулируется кладкой, а затем через стенки корпуса реактора передается воде контура расхолаживания. Реактор работает в двух основных режимах:



Рисунок 1.3. Комплекс исследовательского реактора ИГР

- в режиме нерегулируемого самогасящегося нейтронного импульса, амплитуда и длительность которого определяется величиной начальной реактивности, сообщаемой реактору; гашение мощности в этом случае происходит за счет большого отрицательного температурного эффекта реактивности;
- в регулируемом режиме, при котором мощность реактора изменяется по заранее заданному закону, реализуемому посредством перемещения рабочих органов СУЗ; форма, амплитуда (уровень мощности) и длительность режима могут быть самыми различными и определяются задачами испытаний; ограничением длительности является эксплуатационный предел энерговыделения в активной зоне, равный 5,2 ГДж.

При реализации максимального энерговыделения в активной зоне реактора ИГР 5,2 ГДж периодичность пусков реактора (с учетом времени, необходимого для расхолаживания) составляет 2 пуска в неделю. Основные технические характеристики реактора ИГР приведены в таблице 1.2.

Таблица 1.2. Основные технические характеристики реактора ИГР

Мощность в импульсном режиме (пиковая), ГВт	10
Мощность в стационарном режиме, ГВт	≤1
Полуширина импульса минимальная, с	0,12
Длительность регулируемого режима, с	1...10 ⁶
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, н/см ² с	0,7×10 ¹⁷
Максимальный флюенс тепловых нейтронов, н/см ²	3,7×10 ¹⁶
Загрузка урана-235, кг	9
Диаметр центрального экспериментального канала, мм	228
Диаметр центрального экспериментального канала, мм	228

Реактор оснащен системами подачи в объекты испытаний газообразных водорода (расход до 6 кг/с), азота (расход до 22 кг/с), гелия (расход до 4 кг/с), а также дистиллята (расход до 25 кг/с). Газообразные водород и гелий доставляются на комплекс в транспортных баллонах, а затем с помощью компрессора закачиваются в стендовые емкости при давлении до 32 – 35 МПа. Азот доставляется в жидком виде, затем газифицируется и закачивается в стендовые емкости.

Экологическая безопасность испытаний и выполнение санитарных требований, устанавливаемых нормативными документами, обеспечивается специальными герметичными системами закрытого выброса и сброса, куда поступают отработанные газообразные и жидкие теплоносители, загрязненные вышедшими из топлива испытываемых изделий радионуклидами.

1.1.3 Основные научно-исследовательские работы, выполненные на реакторных комплексах НЯЦ РК

Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1»

1975 – 1988 годы. В реакторе ИВГ.1 проведены испытания четырех опытных активных зон реакторов ЯРД и ЯЭДУ. Продемонстрирована работоспособность ТВС ЯРД в течение 4000 с при температуре водорода до 3100 К и удельном энерговыделении до 33 кВт/см³.

1978 – 1981 годы. На комплексе «Байкал-1» проведены испытания двух стендовых прототипов ЯРД – реакторов ИРГИТ.

1987 – 1998 годы. В реакторе РА проведены испытания радиационной стойкости топлива ЯЭУ. Топливо размещалось в герметичных ампулах, заполненных гелием или азотом. Продолжительность испытаний составила 4800 час при среднем потоке тепловых нейтронов 10¹² н/см²с и температуре топлива 800 – 1800 К в среде гелия и 1000 – 2000 К в среде азота. Выполнены послепусковые исследования испытанных твэлов, в результате которых установлена высокая степень целостности, сохранность геометрической формы, исходных размеров и прочности твэлов.

1996 – 1998 годы. Поведены исследования рассеяния в атмосфере излучения реакторов ИВГ.1М и РА, выполненные совместно с НИКИЭТ

в рамках проекта Международного научно-технического центра. Получены экспериментальные данные о характеристиках нейтронного и гамма-излучения на высоте 1 м над поверхностью земли на расстоянии до 1 км от реакторов, которые будут использованы для верификации программ расчета радиационных полей от ядерных источников излучения.

С 1994 года по настоящее время. Выполняются исследования в обоснование выбора кандидатных материалов для первой стенки и blankets термоядерного реактора, исследования взаимодействия конструкционных материалов с изотопами водорода в условиях реакторного облучения.

С 2003 года выполняются радиационные испытания литиевой керамики Li_2TiO_3 , обогащенной изотопом Li_6 с уровнем выгорания по литию 20%, регистрацией «in situ» выделяющегося трития при различных температурах с последующим пострадиационным исследованием физико-химических свойств.

Комплекс исследовательского реактора ИГР

1962 – 1966 годы. В реакторе ИГР проведены первые испытания модельных твэлов ЯРД. Результаты испытаний подтвердили возможность создания твэлов с твердыми поверхностями теплообмена, работающих при значительных температурах, превышающих 3000 К, при удельных тепловых потоках до 10 МВт/м² в условиях мощного нейтронного и гамма-излучений.

1971 – 1973 годы. В реакторе ИГР проведены динамические испытания высокотемпературного топлива ЯРД на термостойкость, в ходе которых реализованы следующие параметры: удельное энерговыделение в топливе – 30 кВт/см³, удельный тепловой поток с поверхности твэлов – 10 МВт/м², температура теплоносителя – 3000 К, скорость изменения температуры теплоносителя при увеличении и снижении мощности – 400 К/с, длительность номинального режима – 5 с.

1974 – 1989 годы. В реакторе ИГР проведены испытания ТВС различных типов реакторов ЯРД, ЯЭДУ и газодинамических установок с водородным, азотным, гелиевым и воздушным теплоносителями.

1971 – 1993 годы. Проведены исследования выхода из топлива в газообразный теплоноситель (водород, азот, гелий, воздух) в диапазоне температуры 400 – 2600 К и осаждения в газовых контурах продуктов деления, источниками которых являлись экспериментальные ТВС, размещенные в реакторах ИГР и РА.

1983 – 1992 годы. Выполнены экспериментальные исследования по проблемам безопасности ядерных реакторов типа ВВЭР-1000, ИВВ-2М, БН-800, БРЕСТ-300 с водяным и жидкометаллическим теплоносителями.

1992 – 1995 годы. Совместно с Российским федеральным ядерным центром ВНИИТФ выполнены исследования в обоснование проекта многоцелевого импульсного графитового реактора МИГР, в том числе исследования нейтронно-физических полей реактора-прототипа ИГР и его воздействия на окружающую среду.

С 2000 года по настоящее время. Проводятся внутриреакторные исследования в обоснование безопасности реакторов на быстрых нейтронах, выполняемые по контрактам с организациями Японии и Франции.

1.1.4 Неректорные экспериментальные стенды и установки

Экспериментальная база ИАЭ НЯЦ РК включает не только исследовательские реакторы, но и стенды и установки для внереакторных экспериментальных исследований в обоснование безопасности атомной энергетики, для исследований в поддержку создания казахстанского токамака (КТМ), оборудование для выполнения материаловедческих исследований, в том числе представленные ниже.

Установка ЛАВА-Б предназначена для исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических водоохлаждаемых ядерных реакторов с плавлением активной зоны.

Экспериментальный стенд EAGLE предназначен для исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии с плавлением активной зоны энергетических ядерных реакторов на быстрых нейтронах.

Стенд ВЧГ-135 предназначен для высокотемпературных материаловедческих исследований процессов взаимодействия компонентов активной зоны реактора при их разогреве вплоть до температур плавления.

Ускоритель ГСЭП-3 (генератор сильноточного электронного пучка) предназначен для имитационных исследований процессов взаимодействия плазмы с защитными материалами первой стенки ИТЭР в момент ее срыва на стенку.

Стенд ЛИАНА предназначен для исследований параметров взаимодействия изотопов водорода с конструкционными материалами ТЯР в условиях реакторного облучения.

Установка ВИКА предназначена для материаловедческих исследований диффузионных свойств облученных в реакторе конструкционных материалов ТЯР при повышенных температурах.

Установка КОРИНА предназначена для коррозионных испытаний исходных и облученных конструкционных реакторных материалов под напряжением.

Установка УТФИ-2 предназначена для изучения теплофизических свойств (теплопроводность, теплоемкость и температуропроводность) топливных и конструкционных реакторных материалов при температурах до 1000°С.

Имитационный диагностический стенд предназначен для отработки микроволновых и рентгеновских систем диагностики плазмы токамака КТМ и обучения персонала КТМ приемам работ.

Экспериментальная установка УМН-Э предназначена для нанесения тонких (микронной толщины) защитных покрытий из металлов, оксидов и нитридов на подложки большой площади (до 1000 см²).

Вакуумный стенд с газодинамическим источником молекулярного пучка предназначен для имитационных исследований процессов подпитки и гашения плазмы на токамаке КТМ.

Стенд с плазменно-пучковой установкой предназначен для имитационных исследований процессов взаимодействия плазмы КТМ с материалами, в частности процессов распыления материала защитного слоя первой стенки токамака.

Радиационно-защитная камера КИР «Байкал-1», предназначена для безопасного обращения с источниками ионизирующего излучения и выполнения послереакторных исследований экспериментальных устройств.

1.2 Материаловедческий комплекс

Одной из структурных единиц Филиала ИАЭ НЯЦ РК является отдел материаловедческих испытаний, основной функцией которого на протяжении многих лет является проведение материаловедческих исследований конструкционных и топливных материалов ядерных и термоядерных реакторов. В распоряжении исследователей отдела находится материаловедческий комплекс, сформированный тремя лабораториями, включающий в себя научно-исследовательское оборудование, многое из которого уникально и создано в ИАЭ НЯЦ РК. Материаловедческий комплекс территориально расположен на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1».

Основными целями исследований, выполняемых материаловедческим комплексом, являются исследование характеристик существующих и новых конструкционных материалов (при их испытаниях в различных условиях), изучение изменения свойств и поведения топливных и конструкционных материалов в уникальных условиях эксплуатации в ядерных и термоядерных установках.

Основные решаемые задачи охватывают следующие направления:

- исследование структуры и состава материалов активной зоны энергетических реакторов после их электротермического или реакторного плавления;
- исследование состояния продуктов взаимодействия расплава материалов активной зоны энергетических реакторов с теплоносителем, материалом силового корпуса реакторов и бетоном;
- водородопроницаемость конструкционных материалов термоядерных установок;
- определение основных параметров взаимодействия изотопов водорода с перспективными материалами ТЯР;
- исследование влияния газовых сред и облучения на диффузионные, сорбционные и физико-механические свойства конструкционных материалов;
- проведение анализа проб газовых сред, образующихся в процессе экспериментальных работ;
- исследование процесса коррозии реакторных материалов при облучении и термическом воздействии;
- металлографические исследования материалов, определение фазового и элементного состава образцов, конструкционных и топливных материалов;
- освидетельствование реакторных установок предприятия;

- изучение процессов физико-химического взаимодействия материалов – компонентов активной зоны при их разогреве вплоть до температуры плавления;
- поиск эффективных способов защиты графитовых тиглей от взаимодействия с материалами компонентами активной зоны энергетических реакторов для повышения чистоты экспериментов по моделированию тяжелых аварий;
- изучение электрофизических свойств кориума при различных температурах.

В ведении отдела материаловедческих испытаний находятся три лаборатории: лаборатория термических испытаний материалов; лаборатория испытания конструкционных и топливных материалов; лаборатория внутриканальных испытаний. Для решения приведенных выше задач материаловедческий комплекс достаточно полно оснащен необходимым научно-экспериментальным оборудованием.

1.2.1 Лаборатория термических испытаний материалов

Лаборатория термических испытаний материалов была основана в начале 2000-х годов для реализации задач, связанных с тематикой обоснования сухого хранения ОТВС РУ БН-350. Основные задачи, решаемые лабораторией, связаны с исследованиями процессов коррозии реакторных материалов при облучении и термическом воздействии, изучением поведения элементов первой стенки термоядерных реакторов при макетных термических испытаниях, разработкой методов исследования поведения конструкционных материалов и элементов конструкций в условиях термических испытаний, освидетельствованием реакторных установок филиала.

Лаборатория оснащена современным научно-исследовательским оборудованием. Это растровый, сканирующий электронный микроскоп JSM-6390 (рисунок 1.4) японской компании JEOL, введенный в эксплуатацию в 2006 году.

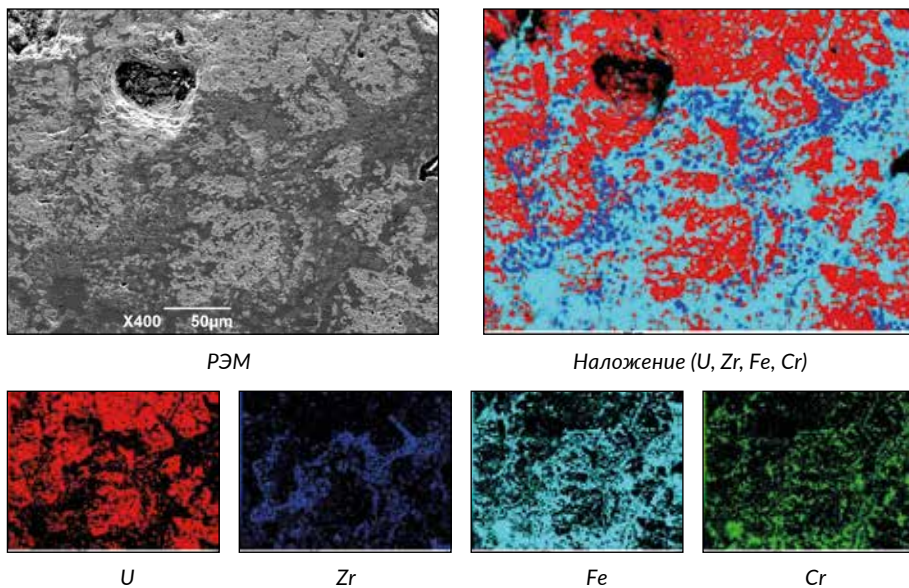
Позже, в 2014 году, микроскоп был дооснащен эноргодисперсионным спектрометром (ЭДС) JED-2300, который существенно расширил его возможности и позволил выполнять локальный элементный анализ исследуемых образцов (рисунок 1.5).



Рисунок 1.4. Растровый, сканирующий электронный микроскоп JSM-6390

Лаборатория обладает участком оптической металлографии (рисунок 1.6), который сформирован на базе металлографических микроскопов ММУ-3, МЕТАМ ЛВ-41 и микротвердомера ПМТ-3.

В рамках реализации темы НТП «Изучение поведения отработавших топливных сборок ядерных реакторов при их длительном сухом хранении» был организован участок термических испытаний облученных стальных образцов на базе муфельных пе-



El	Mass%	Atom%
U	47.64	19.50
Zr	17.29	18.47
Fe	28.29	49.34
Cr	6.77	12.69

Рисунок 1.5. Результаты локального элементного анализа

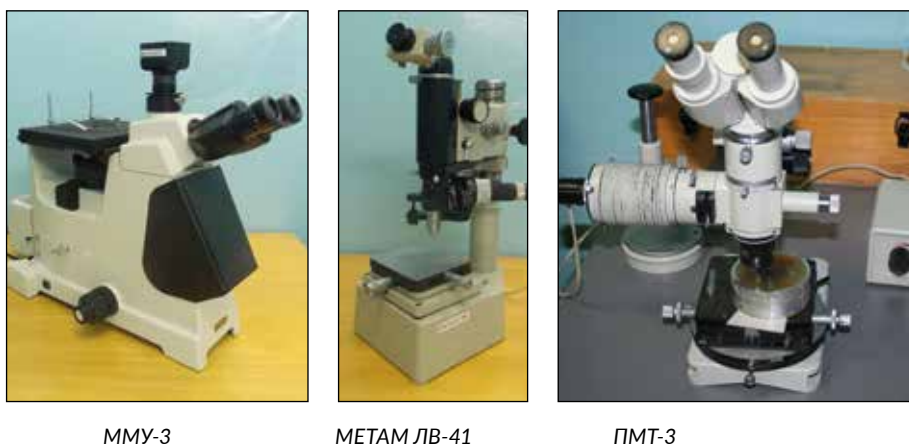


Рисунок 1.6. Приборы для металлографических исследований

чей, вакуумно-газового поста, и вытяжного шкафа со свинцовой защитой (рисунок 1.7).

В 2009-2013 годах в рамках темы НТП «Исследование коррозии под напряжением и определение теплофизических характеристик конструкционных и топливных материалов ядерных реакторов» для проведения коррозионных испытаний под напряжением конструкционных реакторных материалов была создана экспериментальная установка «КОРИНА» (рисунок 1.8), оснащенная информационно-управляющей системой, которая обеспечивает постоянство заданной нагрузки на исследуемый образец в ходе длительного коррозионного испытания при повышенной температуре. На установке были получены уникальные результаты коррозионных испытаний облученной аустенитной стали ОТВС РУ БН-350.



Рисунок 1.7. Участок термических испытаний



Рисунок 1.8. Экспериментальная установка для коррозионных испытаний под напряжением «КОРИНА»



Электророзионный станок типа 4531



Автоматическая шлифовально-полировальная станция Forcipol (METKON)



Аналитические весы XA82/220/2X (RADWAG)

Рисунок 1.9. Вспомогательное оборудование

Для проведения подготовительных операций, а также определения массы и плотности исследуемых образцов лаборатория оснащена необходимым оборудованием: (см. *рисунок 1.9*) это прецизионный эрозионный станок 4531, автоматическая шлифовально-полировальная станция Forcipol (METKON), аналитические весы XA82/220/2X (RADWAG).

1.2.2 Лаборатория испытаний конструкционных и топливных материалов

Основные задачи, решаемые лабораторией, связаны с металлографическими исследованиями конструкционных и топливных материалов, определением их фазового и элементного состава, изучением их теплофизических параметров. Лабораторией также реализуются экспериментальные исследования процессов плавления и взаимодействия материалов активной зоны энергетических реакторов, анализ газовых сред, образующихся в процессе экспериментальных работ. Проводятся работы по программно-методическому и научно-техническому обеспечению материаловедческих испытаний и исследований элементов конструкций в условиях внереакторных испытаний, разработка методик исследования физико-механических и теплофизических свойств до и после внереакторных испытаний.

Для изучения фазового состава образцов материалов применяются рентгеновские дифрактометры: дифрактометр ДРОН-3 (*рисунок 1.10, а*) с управляющей компьютерной системой Rentgen-Master (RM-4) и современный, поставленный в лабораторию в 2015 году, дифрактометр Empyrean (*рисунок 1.10, б*) производства Panalytical (Нидерланды). Последний дифрактометр предназначен для рентгеноструктурных исследований в науке и промышленности и является одним из лучших приборов такого типа в мире. Отличительной особенностью данного прибора является детектор, изготовленный по технологии Pixel и обладающий высокой скоростью счета, широким динамическим диапазоном и линейностью. Дифрактометры предназначены для широкого круга рентгеноструктурных исследований моно- и поликристаллических материалов.

Для определения элементного состава исследуемых образцов конструкционных и топливных материалов, а также их сплавов лаборатория располагает двумя рентгенофлуоресцентными спектрометрами – портативным SPECTROSKAN (*рисунок 1.11, а*) и настольным волнодисперсионным спектрометром Supermini200 (*рисунок 1.11, б*) японской компании Rigaku с диапазоном определяемых элементов от фтора до урана.

Исследования макро- и микроструктуры конструкционных и топливных материалов проводятся на металлографическом участке, сформированном следующими приборами: исследовательским микроскопом OLYMPUS BX41M (*рисунок 1.12, а*), предназначенным для материаловедческих исследований в отраженном свете; инвертированным металлографическим микроскопом ММР-2 (*рисунок 1.12, б*); просмотровым микроскопом МБС-2 (*рисунок 1.12, в*); микроинтерферометром МИИ-4 (*рисунок 1.12, г*); биологическим исследовательским микроскопом МБИ-15 (*рисунок 1.12, д*); микротвердомером ПМТ-3М (*рисунок 1.12, е*).



а)



б)

Рисунок 1.10. Рентгеновские дифрактометры ДРОН -3 (а) и Empyrean (б)



а)



б)

Рисунок 1.11. Рентгенофлуоресцентные спектрометры

В рамках темы НТП «Исследование коррозии под напряжением и определение теплофизических характеристик конструкционных и топливных материалов ядерных реакторов» разработана и введена в опытную эксплуатацию установка УТФИ-2 (рисунок 1.13) для определения теплофизических свойств оксидного топлива. На установке реализуется метод



Рисунок 1.12. Оборудование участка металлографии

мгновенного источника тепла. Установка УТФИ-2 в процессе модернизации была оснащена рабочей камерой для создания вакуума или инертной среды при измерениях ТФС.

В лаборатории выполняются исследования состава газовых сред, которые формируются при проведении экспериментов по плавлению материалов активной зоны реактора. Измерения выполняются на хроматографическом комплексе «Цвет-800», предназначенном для анализа сложных многокомпонентных смесей органических и неорганических соединений, внешний вид прибора представлен на *рисунке 1.14*.

Подготовка образцов для исследования выполняется на участке пробоподготовки, которая включает в себя следующее оборудование: отрезной станок LSQ-100 с алмазным диском (*рисунок 1.15*); двухшпиндельные шлифовально-полировальные станки NERIS и LaboPol-25 (*рисунок 1.16*). Фрагменты исследуемого материала фиксируются в специальные обой-



Рисунок 1.13. Установка для определения теплофизических свойств УТФИ-2



Рисунок 1.14. Хроматограф «Цвет-800»



Рисунок 1.15. Отрезной станок LSQ-100



NERIS



LaboPol-25

Рисунок 1.16. Шлифовально-полировальные станки

мы с помощью компаунда (эпоксидной смолы, серы), а затем на отрезном станке выполняется поперечный рез зафиксированного фрагмента. Далее на одной из поверхностей поперечного разреза выполняется металлографический шлиф, со второй половины разрезанного фрагмента отбираются образцы для фазового анализа или определения физических свойств.

Для изучения параметров фрагментации кориума при взаимодействии с теплоносителем фрагментированный кориум разделяется на фракции ситовым методом с применением установки автоматического отсева фирмы «FRITCSH» (рисунок 1.17). Установка оснащена набором сит с размером ячеек от 0,05 до 20 мм.

Результаты взвешивания каждой фракции обрабатываются с применением программы WASMSIZE. Результаты гранулометрического анализа представляются следующим образом в виде таблиц 1.3, 1.4 и графиков распределения Розина-Раммлера и Година – Шумана (рисунок 1.18).



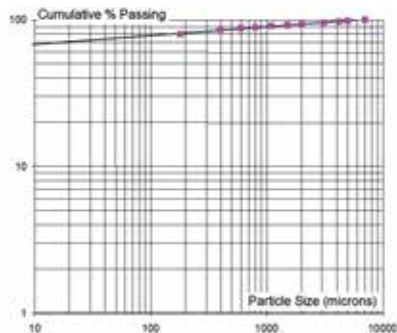
Рисунок 1.17. Установка для автоматического просеивания частиц затвердевшего кориума

Таблица 1.3. Результаты разделения материала на фракции

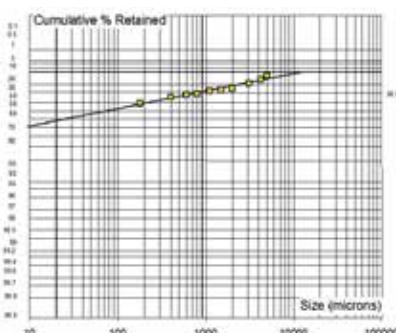
Номер фракции	Апертура (мкм)		Масса (г)	Масса %	% полной массы	
	Макс. (-)	Мин. (+)			оставшейся	просеянной
1	7000	5000	113	1,7	1,7	100,0
2	5000	4200	81	1,2	2,9	98,3
3	4200	3100	100	1,5	4,3	97,1
4	3100	2000	188	2,8	7,1	95,7
5	2000	1500	63	0,9	8,1	92,9
6	1500	1100	63	0,9	9,0	91,9
7	1100	800	150	2,2	11,2	91,0
8	800	600	69	1,0	12,2	88,8
9	600	400	125	1,8	14,1	87,8
10	400	180	419	6,2	20,3	85,9
11	180	0	5394	79,7	100,0	79,7
Полная масса, г			6765	100		

Таблица 1.4. Параметры распределения

Параметр распределения	Параметр размера	Параметр распределения	Параметр размера	Параметр распределения	Параметр размера	Параметр распределения	Параметр размера
a (-)	k (мкм)	a (-)	k (мкм)	a (-)	k (мкм)	a (-)	k (мкм)
0,06	5938,6	0,06	5938,6	0,06	5938,6	0,06	5938,6



а) Гудин-Шуман



б) Розин-Раммлер

Рисунок 1.18. Графики распределения массы частиц

Для контроля массы как при гранулометрическом анализе, так и в процессе изучения физических свойств материала в лаборатории применяются аналитические весы (рисунок 1.19).

Также весы оснащены приставками для определения гидростатической плотности исследуемых материалов. В качестве гидростатической

жидкости используется дистиллированная вода с добавлением поверхностно активного вещества и этиловый спирт.

Стенд высокотемпературных, теплофизических и материаловедческих исследований ВЧГ-135

Стенд ВЧГ-135 создан на базе высокочастотного электролампового генератора ВЧГ1-60/0,066 и герметичной водоохлаждаемой рабочей камеры с встроенным индуктором, предназначен для выполнения высокотемпературных теплофизических и материаловедческих исследований на образцах материала небольших размеров. Внешний вид стенда представлен на *рисунке 1.20*. Стенд позволяет осуществлять управляемый нагрев любых малогабаритных образцов до высокой температуры (3000 °С) с последующим их охлаждением за счет утечек тепла в водоохлаждаемый индуктор при отключенном генераторе [1].

На стенде возможно проведение широкого спектра экспериментальных исследований с разогревом материалов активной зоны реактора вплоть до температур их плавления, в том числе:

- изучение взаимодействия компонентов кориума между собой в процессе разогрева вплоть до температуры плавления;
- изучение эффективности различных способов защиты графитового тигля на основе карбидов Zr, Nb, Ta и др.;
- определение температур фазовых переходов в кориуме различного состава;



а) Лабораторные аналитические весы б) Электронные весы ВЛ Э134
«METTLER-TOLEDO» AG204 (0,1мг)

Рисунок 1.19. Оборудование для взвешивания образцов



Рисунок 1.20. Стенд ВЧГ-135

- исследование высокотемпературных взаимодействий кориума с конструкционными материалами (керамики, сплавы);
- определение электрофизических свойств кориума;
- получение компактных слитков кориума, заданного состава;
- нанесение защитного покрытия на основе ZrC на внутреннюю стенку графитовых тиглей и на внешнюю поверхность графитовых деталей [2].

Технические характеристики ВЧГ-135:

частота генератора, кГц	66;
внутренний диаметр рабочей камеры, мм	600;
высота рабочей камеры, мм	700;
размеры индуктора, мм	Ø80x150, Ø120x150;
датчики температуры:	термопары, пирометры;
газовая среда в рабочей камере:	вакуум, аргон;
масса загружаемой шихты, г	100-500.

На стенде предусмотрена возможность видеосъемки процесса нагрева и охлаждения исследуемого образца через смотровое окно в крышке рабочей камеры, а также возможность отбора проб газа в процессе эксперимента. Рабочая камера стенда оснащена резервными электрическими проходками для реализации различных электроизмерений в процессе эксперимента. Имеются резервные газовые фланцы и патрубки для расширения возможностей и адаптации к новым решаемым на стенде задачам.

1.2.3 Лаборатория внутриканальных испытаний

Основные задачи, решаемые лабораторией, связаны с экспериментальными исследованиями влияния газовых сред и облучения на диффузионные, сорбционные и физико-механические свойства конструкционных материалов, а также анализом проб газовых сред, образующихся в процессе экспериментальных работ. Лаборатория выполняет работы по программно-методическому, научно-техническому обеспечению материаловедческих испытаний и исследований, разработке методов исследования поведения конструкционных и топливных материалов и элементов конструкций в условиях реакторных и внереакторных испытаний, изучению свойств материалов в процессе реакторного облучения и внереакторных испытаний, изучению радиационной повреждаемости материалов и элементов конструкции активных зон ядерных реакторов.

Внутриканальные материаловедческие исследования проводятся в физическом экспериментальном канале (ФКЭ) исследовательского реактора ИВГ.1М. Корпус ФКЭ используется в качестве канала для размещения облучаемого внутрореакторного ампульного устройства «ИНЕШ» или «ПРОТОН».

Экспериментальный стенд ЛИАНА

Разработанный в лаборатории уникальный экспериментальный стенд ЛИАНА (рисунок 1.21) позволяет проводить эксперименты по изучению процессов взаимодействия изотопов водорода с конструкционными материалами ЯР и ТЯР различными методами (такими как методом водородопроницаемости (ВП), методом газовой абсорбции и методом газовой термодесорбции (ТДС) при температурах образца от 20 до 1300 °С и входных давлениях изотопов водорода до 10 атм.

Технические характеристики стенда:

- температурный интервал исследований – от 223°С до 1027°С;
- диапазон давлений изотопов водорода на входной стороне образца – от 10² Па до 10⁶ Па;
- диапазон давлений изотопов водорода в измерительном тракте – от 10⁻⁴ Па до 10⁻⁷ Па.

Внутрореакторные ампульные устройства

Облучательные ампульные устройства создавались исходя из задач исследования и характера технического обслуживания, связанного с этими задачами (рисунок 1.22).

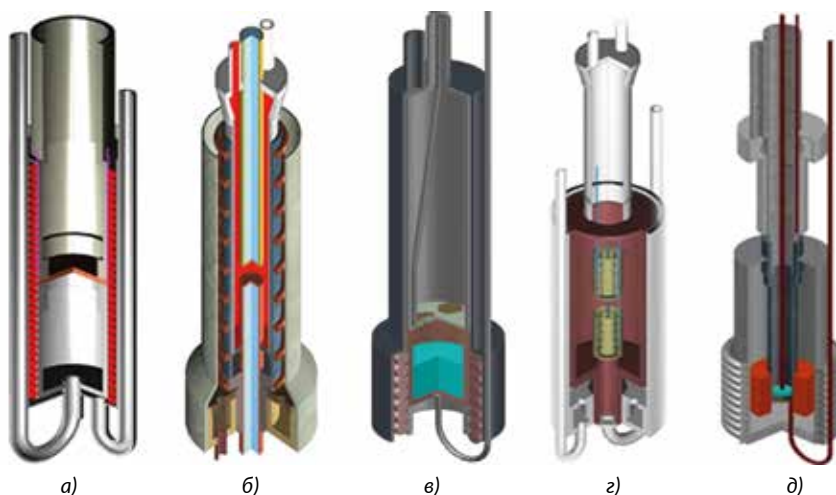
Ампульное устройство обеспечивает размещение исследуемого образца на уровне центра активной зоны реактора ИВГ.1М. внутри корпуса физического экспериментального канала (ФКЭ), откачку объемов экспериментальной ячейки, подачу водорода и его изотопов в объем ячейки с исследуемым образцом, регулировку и поддержание заданного температурного режима исследуемого образца.

Экспериментальная установка «ВИКА»

Экспериментальная установка «ВИКА» (рисунок 1.23) позволяет проводить эксперименты по изучению газовой выделенности из материалов ядерных и термоядерных реакторов методом температурно-про-



Рисунок 1.21. Экспериментальный стенд ЛИАНА



- а) экспериментальная ячейка облучательного ампульного устройства в экспериментах по водородопроницаемости (V, V4Cr4Ti, 12X18H10T, SS316IG, Ni, CuCrZr, Cu);
 б) экспериментальная ячейка облучательного ампульного устройства в экспериментах по проницаемости трития сквозь образец без покрытия и с покрытием (MANET, F82H);
 в) экспериментальная ячейка в экспериментах по генерации и выделению трития из литий содержащих материалов (Li , Pb_3Li_{17} , литиевая КПС);
 г) экспериментальная ячейка облучательного ампульного устройства в экспериментах по энерговыделению литий содержащих материалов (Li_2TiO_3);
 д) экспериментальная ячейка ампульного устройства в экспериментах по термодесорбции (Be, литиевой КПС)

Рисунок 1.22. Экспериментальные ампульные устройства



Рисунок 1.23. Экспериментальная установка «ВИКА»

граммируемой десорбции в интервале температур от 20 °С до 1500 °С с масс-спектрометрической регистрацией выделяющихся газов.

Технические характеристики установки:

интервал рабочих температур от 30 °С до 1500 °С;
 давление в рабочем объеме камеры при 1500 °С, 10^{-4} Па;
 точность автоматического поддержания температуры
 относительно заданной $\pm 0,5$ °С;
 диапазон скоростей нагрева образца от 2 °С/мин до 50 °С/мин.

Испытания литиевого модуля как элемента дивертора токамака КТМ

Перспективным направлением в развитии термоядерных установок является проведение исследований, связанных с использованием



Рисунок 1.24. Размещение макета на диверторном столе токамака КТМ

в качестве обращенного к плазме материала жидкого лития и жидколитиевых систем на основе капиллярно-пористой структуры (КПС). В ИАЭ НЯЦ РК проводятся работы по исследованию возможности использования литиевой КПС (капиллярно-пористой системы) в качестве обращенного к плазме материала ТЯР. Сотрудниками лаборатории был успешно реализован проект по теме «Разработка и обоснование проекта макета литиевого дивертора

токамака КТМ», в результате которого был создан макет литиевого дивертора (рисунок 1.24), который был установлен в токамаке КТМ.

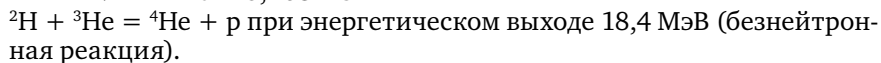
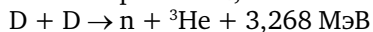
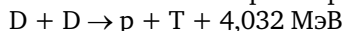
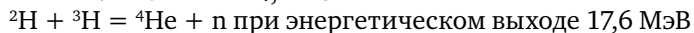
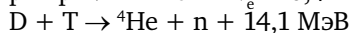
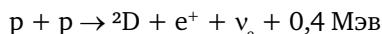
Материаловедческий комплекс оснащен также различными электроизмерительными приборами и инструментами для выполнения наладочных работ и вспомогательных измерений.

1.3 Казахстанский материаловедческий токамак КТМ

1.3.1 Основные понятия и общие сведения о токамаках

Термоядерная энергетика – это экологически чистая энергетика с практически неиссякаемым ресурсом топлива. В качестве топлива в установках термоядерного синтеза используются «легкие» элементы: водород, дейтерий, тритий, гелий. Реакция синтеза заключается в следующем: два или более относительно лёгких атомных ядра в результате теплового движения сближаются настолько, что короткодействующее сильное взаимодействие, проявляющееся на таких расстояниях, начинает преобладать над силами кулоновского отталкивания между одинаково заряженными ядрами, в результате чего образуются ядра других, более тяжёлых элементов. Система нуклонов потеряет часть своей массы, равную энергии связи и по известной формуле $E=mc^2$, при создании нового ядра освободится значительная энергия сильного взаимодействия. Атомные ядра, имеющие небольшой электрический заряд, легче свести на нужное расстояние, поэтому тяжелые изотопы водорода являются лучшим видом топлива для управляемой реакции синтеза. Смесь двух изотопов, дейтерия и трития, требует менее всего энергии для реакции синтеза по сравнению с энергией, выделяемой во время реакции. Однако, хотя смесь дейтерия и трития (D-T) является предметом большинства исследований синтеза, она в любом случае не является единственным видом потенциального горючего.

Управляемый термоядерный синтез может использовать различные виды термоядерных реакций в зависимости от вида применяемого топлива, например:



Возможны и другие типы безнейтронных реакций, которые пока трудно осуществить практически.

Управляемый термоядерный синтез возможен при одновременном выполнении двух условий:

Скорость соударения ядер соответствует температуре плазмы: $T > 10^8$ К (для реакции D-T).

Соблюдение критерия Лоусона: $n\tau_E > 10^{14}$ см⁻³×с (для реакции D-T), где n – плотность высокотемпературной плазмы,

τ_E – время удержания плазмы в системе.

От значения этих двух критериев в основном зависит скорость протекания той или иной термоядерной реакции.

В настоящее время токамаки являются одними из самых сложных электрофизических установок и предназначаются для исследований в области физики плазмы и технологий управляемого термоядерного синтеза Токамак (аббревиатура образована от тороидальная камера с магнитными катушками) класс систем с магнитным удержанием плазмы, в которых плазма имеет тороидальную конфигурацию.

Токамаки признаны наиболее перспективным прототипом будущего термоядерного реактора, т.е. именно на основе установки типа токамак планируется построить будущий термоядерный реактор.

Устройство токамака и параметры режимов создания и удержания высокотемпературной плазмы должны удовлетворять ряду определенных условий.

Для нагрева плазмы в токамаке используется пропускание по плазменному шнуру большого тока (т.н. резистивный или омический нагрев плазмы), а также ввод в плазму мощности т.н. дополнительного нагрева с помощью ВЧ полей или пучков нейтральных частиц (дейтронов) большой энергии.

Горячая плазма, взаимодействующая с холодными стенками, представляет собой термодинамически неравновесную систему. Если в такой системе выключить источники нагрева, то она будет остывать во времени экспоненциально с показателем, который определяет как энергетическое время жизни τ_E . С другой стороны, от величин τ_E зависит, какую мощность необходимо вводить в плазму, чтобы достичь термоядерных температур. Время τ_E входит в уравнение баланса энергии следующим образом:

$$\frac{dW_p}{dt} = P_{OH} + P_{AUX} + P_{\alpha} - P_{rad} - \frac{W_p}{\tau_E}$$

Здесь P_{OH} , P_{AUX} , P_{α} – мощности омического нагрева, дополнительного нагрева и нагрева α -частицами в результате термоядерного синтеза, P_{rad} – мощность полных потерь на излучение плазмы (с учетом излучения примесей), W_p – энергия плазмы.

Для достижения условий возбуждения термоядерного горения требуется выполнение соотношения:

$$n_e T \tau_E \geq (20-30) \cdot 10^{20} \text{ кэВ} \cdot \text{с} / \text{м}^3$$

Из него следует, что в реакторе с магнитным удержанием типа токамак с $n_e \approx 1 \cdot 10^{20}$ м⁻³ и $T \approx 10$ кэВ энергетическое время жизни плазмы должно быть более, чем $\tau_E \approx 2-3$ с.

1.3.2 Идея создания токамака КТМ и требования по выбору параметров. Основные параметры установки

Создание международного экспериментального реактора ИТЭР является первым большим шагом на пути практического использования энергии управляемого термоядерного синтеза. Следующий шаг, разработка и создание демонстрационного реактора ДЕМО, потребует проведения большого объема исследований и испытаний как на реакторе ИТЭР, так и на действующих и строящихся установках и стендах. Создание экономичного и безопасного термоядерного реактора требует разработки специальных конструкционных материалов для первой стенки и blankets, для компонент, работающих в условиях высоких тепловых потоков, для сверхпроводящих магнитов, систем нагрева плазмы и др. Имеющиеся токамаки и другие установки ядерного синтеза не позволяют в настоящий момент проводить специализированные исследования конструкционных материалов, обращенных к плазме. Даже ИТЭР не будет в состоянии ответить на материаловедческие вопросы и решить проблемы стойкости материалов первой стенки и дивертора, что крайне необходимо для проектирования и работы будущих энергетических термоядерных реакторов. Поэтому проведение испытаний материалов на специализированном казахстанском токамаке КТМ является очень актуальной задачей, решение которой необходимо для развития технологий управляемого термоядерного синтеза. КТМ в данный момент является единственным в мире токамаком, предназначенным для решения задач в области материаловедения. Поэтому создание токамака КТМ является одним из самых перспективных проектов 21-го века в Республике Казахстан.

Идея создания токамака в Республике Казахстан возникла во время проведения в 1997 году в Алматы второго Евразийского совещания по термоядерным исследованиям и установкам («Евразийский Фонд термоядерных исследований»). Казахстан давно и плодотворно сотрудничал с РФ по проектам создания ТЯР и УТС, участвовал в проекте ИТЭР в квоте РФ в соответствии с межправительственным Соглашением РК-РФ по реализации технического проекта ИТЭР. Имея огромный опыт экспериментальных исследований в обосновании безопасности ядерной и термоядерной энергетики, признанную в мире материаловедческую школу, Казахстан не имел своего собственного токамака. Основываясь на опыте казахстанских ученых в области радиационного материаловедения и участия в проекте ИТЭР, было предложено создать совместно с РФ специализированный токамак для исследования и испытаний материалов [3–5]. Создание токамака КТМ было инициировано Президентом Республики Казахстан Н.А. Назарбаевым в результате обсуждения вопросов развития науки в Казахстане с академиком Российской Академии наук Е.П. Велиховым во время его визита в Казахстан (рисунки 1.25). Решение о начале реализации инвестиционного проекта было принято Распоряжением Премьер-Министра Республики Казахстан от 22 июля 1998 года №143-р.

Проект экспериментального комплекса на базе токамака КТМ разрабатывался совместно казахстанскими и российскими учеными из РНЦ «Курча-

товский институт», ТРИНИТИ, НИИЭФА им. Ефремова, Томского политехнического университета и других организаций. С казахстанской стороны в разработке проекта КТМ принимали участие Национальный ядерный центр РК и Институт атомной энергии НЯЦ РК, ТОО Промэнергопроект и ТОО Казэлектромаш, г. Семей, а также НИИЭТФ КазНУ им. аль-Фараби [6–9].

Основная задача КТМ – проведение исследований взаимодействия материалов с высокотемпературной плазмой, испытания материалов ответственных узлов будущих термоядерных реакторов (ТЯР), источников термоядерных нейтронов (ТИН) и гибридных реакторов синтез-деление. Цель проекта – продвижение исследований по термоядерному синтезу и технологиям, основываясь на международном сотрудничестве и совместном использовании установок термоядерного синтеза.

Основное качественное отличие токамака КТМ от аналогичных установок – наличие транспортно-шлюзового и приемно-диверторного устройств. Это позволяет заменять исследуемые образцы в кратчайшие сроки, без разгерметизации вакуумной камеры, что во много раз увеличивает скорость и объем измерения научной и технической информации.

Токамак КТМ представляет собой мощную электрофизическую установку, в которой с помощью тороидального электромагнита, системы полоидальных обмоток, центрального соленоида-индуктора и системы дополнительного нагрева в высоковакуумной камере создается плазменный шнур вытянутой конфигурации, основная потоковая мощность которого направляется в диверторную область на приемные пластины. Исследования и испытания диверторных пластин различных



Рисунок 1.25. Встреча Н.А. Назарбаева и Е.П. Велихова. Алматы, 1997 год

материалов и конструкций является основной задачей работы установки [10–13]. Решение этой задачи представляет собой важную часть общей международной программы создания научно-технических основ термоядерной энергетики.

Аналогами данной установки являются действующие сферические токамаки NSTX и DIII-D (США), MAST (Великобритания), ГЛОБУС-М (Россия).

Основными предпосылками для выбора параметров токамака КТМ были следующие [13]:

1. Программа исследований материалов и апробация технических решений по защите первой стенки, отдельных элементов и узлов вакуумной камеры, пластин дивертора должна быть обоснована реальными физическими и техническими характеристиками токамака и должна поддерживать программу Международного экспериментального реактора-токамака (ИТЭР), проекты создания будущих термоядерных реакторов и термоядерных источников нейтронов.
2. Физические характеристики плазменных потоков в диверторную область должны соответствовать параметрам ИТЭР, а технологическое и диагностическое оснащение токамака и всего стендового комплекса должны позволить оперативно проводить исследования и испытания в максимально возможном объеме и с максимальной информативностью.
3. Пиковая и средняя мощность, потребляемая электромагнитной и другими системами токамака, должны соответствовать возможностям площадки размещения токамака.

Исходя из этого, в качестве базовых на начальном этапе были выбраны следующие параметры токамака, представленные в *таблице 1.5*.

Величина аспектного отношения $A=2$ является компромиссом между компактностью токамака с малым аспектным отношением ($A < 2,5$), в котором создается плазменный шнур с требуемыми параметрами, и характеристиками работоспособного, высокоресурсного центрального соленоида-индуктора, необходимого для обеспечения длительного плато тока плазмы ($2 \div 5$ с).

Вытянутость сечения плазмы $k_{05}=1,7$ и камеры $k_{вк}=2,7$ определялись возможностью создания ИТЭР-подобной однонулевой диверторной конфигурацией ($k_c=1,9$) в нижней части плазменного шнура, а камеры – необходимостью иметь диверторный объем, достаточный для размещения диверторного устройства со сменными диверторными пластинами. Кроме снижения энергопотребления системами токамака при более компактной камере облегчается проблема поддержания устойчивого вертикального положения плазменного шнура.

Величина тороидального магнитного поля на оси $B_{то} = 1$ Тл, определяющая значительную часть энергопотребления токамака, ограничивалось снизу условиями удержания горячей плазмы, а сверху ($B_{то} \geq 1,5$ Тл) величиной энергопотребления, усложнением конструкции тороидальных катушек, проблемой их охлаждения, а также обеспечением механической прочности.

Величина тока на плато $I_p = 0,75$ МА была выбрана исходя из достижения требуемых параметров плазмы в течение интервала 2-5с и обеспечения квазистационарности потоков частиц и излучения в SOL, дивертор и на поверхность первой стенки.

Значение запаса устойчивости, принятого для базовых режимов равным $q_{05} \geq 4,5$, превышает нижнюю границу $q_{05} \geq 3$, принятую для ИТЭР,

Таблица 1.5. Выбранные параметры токамака

Большой радиус плазмы	0,9 м
Малый радиус плазмы	0.45 м
Аспектное отношение	2
Ток плазмы	750 кА
Вытянутость сечения плазмы K_{95}	1.7
Тороидальное магнитное поле на оси B_{T0}	1 Тс
Длительность плато тока плазмы	4 – 5 с
Мощность тепловой нагрузки на приемные диверторные пластины	2 –20 МВт/м ²
Мощность дополнительного ВЧ-нагрева, вводимого в плазму	5-7 МВт
Мощность, потребляемая из сети во время плазменного разряда	120 МВт

и является достаточной для обеспечения МГД-устойчивости плазменного шнура. Номинальное значение концентрации плазмы на плато тока принималось исходя из условий подобия параметров плазмы КТМ и ИТЭР, средняя концентрация плазмы должна быть $n_e = 0,5 \cdot 10^{20} \text{ м}^{-3}$. Вводимая в плазму мощность ВЧ-нагрева, за счет которой обеспечиваются требуемые потоки плазмы в диверторную область, должна быть не менее $P_{\text{aux}} = 5 \text{ МВт}$. По величине плотности мощности $P_{\text{aux}}/S \approx 0,3 \text{ МВт/м}^2$ она находится на уровне лучших современных токамаков.

Общий вид токамака КТМ и его сечение приведены на рисунках 1.26 и 1.27.

Задачи проекта КТМ

- Создание уникальной исследовательской и испытательной базы для разработки материалов и соответствующих технологий термоядерных реакторов (ДЭМО и ПТЭ), а также узлов и элементов реакторных камер;
- Исследования принципиальных плазмозофизических характеристик компактных токамаков как термоядерной составляющей гибридных реакторов для наработки искусственного ядерного топлива, утилизации долгоживущих высокоактивных отходов ядерной энергетики деления и, возможно, для производства электроэнергии в подкритических системах;
- Отработка высокоресурсных конструкций дивертора и первой стенки, режимов ВЧ-нагрева и генерации неиндуктивного тока в интересах ИТЭР и ДЭМО;
- Организация международной лаборатории, как центра международного сотрудничества с Россией, ЕС, США, Японией, Китаем и Южной Кореей.

1.3.3 Основные системы токамака КТМ

Токамак КТМ состоит из следующих основных функциональных частей и подсистем [14], представленных на рисунке 1.28.

Вакуумная камера (ВК) является одной из основных частей установки, которая создаёт условия, необходимые для формирования, нагрева и удержания плазменного шнура.



Рисунок 1.26. Общий вид токамака КТМ

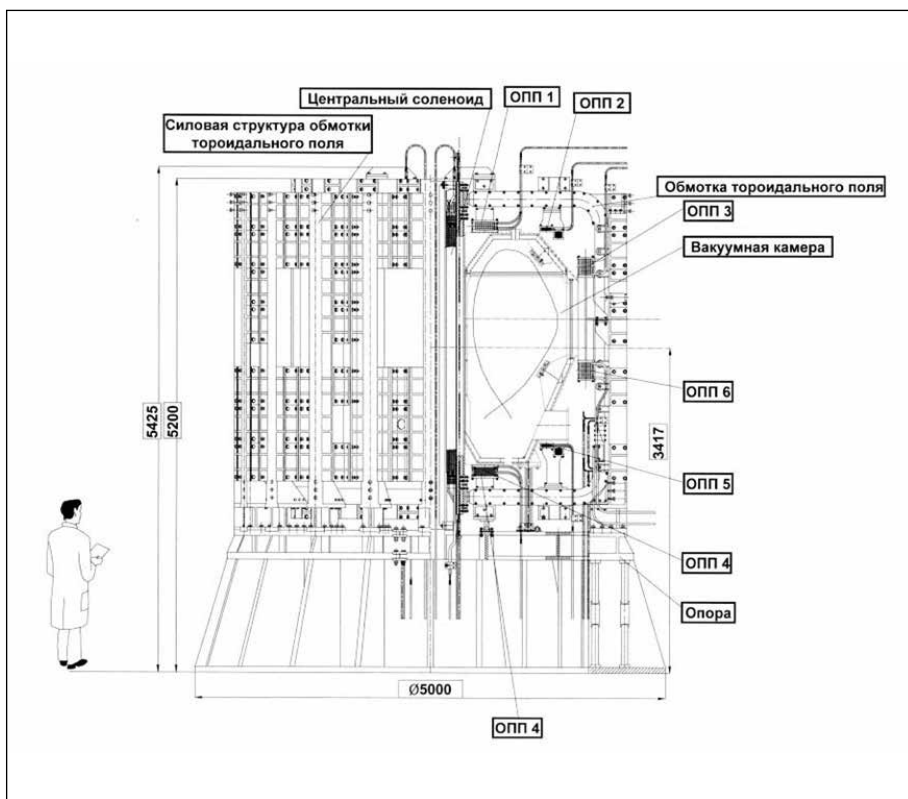


Рисунок 1.27. Сечение токамака КТМ

Вакуумная камера сделана из немагнитной нержавеющей стали толщиной 3-5 мм, облицованной пластинами из графита марки FP 479 (производство Германия) для защиты первой стенки и снижения поступления примесей внутрикамерных элементов (диафрагм, пассивных витков стабилизации, магнитных зондов и др.), и обеспечивающей условия, необходимые для получения горячей плазмы.



Рисунок 1.28. Основные системы токамака КТМ

Основные характеристики вакуумной камеры: объем 13,5 м³, площадь поверхности 33 м².

Основные составляющие ВК КТМ :

- оболочка с патрубками и опорной структурой;
- стационарный лимитер (ограничитель потока);
- витки пассивной стабилизации плазмы;
- элементы системы резистивного прогрева;
- датчики системы электромагнитной и технологической диагностик;
- приемно-диверторное устройство (ПДУ), воспринимающее тепловые потоки и плазмы из вакуумной камеры, позволяющее изменять положение приемных пластин относительно X-точки, а также оперативно менять сами пластины.
- транспортно-шлюзовое устройство (ТШУ), обеспечивающее без нарушения высокого вакуума в камере, съем и установку приемных диверторных пластин (различных конструкций и материалов).

Макеты приемно-диверторного и транспортно-шлюзового устройства представлены на *рисунке 1.29*.

Основные функции ВК:

- создание вакуумного объема с остаточным давлением не более 5×10^{-8} торр, необходимого для формирования, нагрева и исследования плазмы;
- обеспечение без нарушения работоспособности 2×10^4 полномасштабных циклов разряда плазмы.

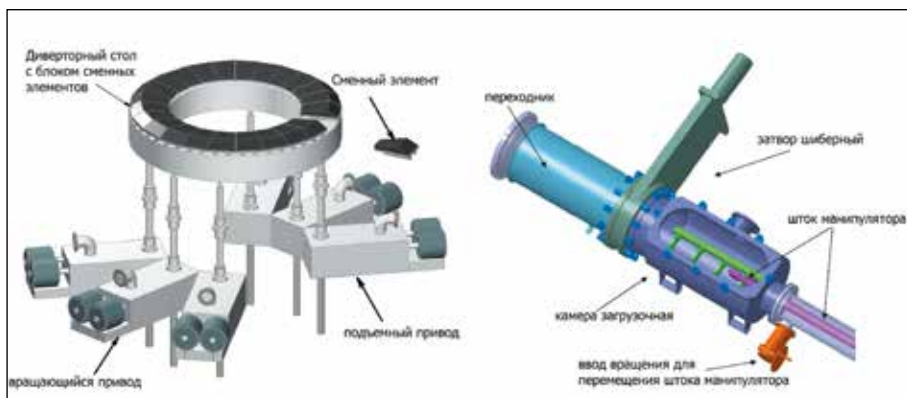


Рисунок 1.29. Приемно-диверторное (слева) и транспортно-шлюзовое (справа) устройства

Электромагнитная система КТМ. Вакуумная камера токамака КТМ представляет собой цельносварную оболочку. Поэтому катушки тороидального магнитного поля выполнены разъемными. Количество катушек равно 20. Каждая катушка тороидального поля имеет четыре витка и состоит из трех частей. Внутренние части катушек составляют центральную колонну и имеют контактные площадки для подсоединения внешних частей. Обмотки полоидальных полей размещаются внутри тороидальных обмоток, катушек и крепятся к ним. Центральный соленоид размещается внутри центральной колонны тороидальных катушек и крепится снизу и сверху к опорным элементам. Величина полного потока через все катушки тороидального магнитного поля составляет 4,64 МА-витков. При 20 четырехвитковых катушках в каждом витке протекает ток $I_{TF1} \approx 58$ кА.

- Электромагнитная система КТМ включает в себя:
- Тороидальные катушки, служащие для создания продольного магнитного поля с индукцией 1Тл.
- Центральный соленоид – индуктор, создающий и поддерживающий вместе с системой ВЧ-нагрева ток в плазме (750 кА) в течение времени до 5с. Центральный соленоид-индуктор предназначен для возбуждения и поддержания тока и устойчивой конфигурации плазменного шнура. Центральный соленоид состоит из 423 витков, намотанных четырьмя параллельными слоями на центральную оправку. Каждый слой имеет независимое водяное охлаждение для обеспечения требуемого температурного режима работы.
- Полоидальные магнитные обмотки, используемые как для поддержания равновесия плазмы в процессе разряда и управления формой шнура, так и тока в плазме. Обмотки полоидального поля (ОПП) предназначены для формирования и поддержания конфигурации плазменного шнура, находятся внутри катушек тороидального поля.
- Обмотки быстрого управления положением шнура и X-точки в камере.

Система дополнительного ВЧ-нагрева плазмы. В качестве метода дополнительного нагрева плазмы на токамаке КТМ предполагается

использовать ввод ВЧ мощности в диапазоне частот ионно-циклотронного резонанса (ИЦР-нагрев). Состав плазмы – водородно-дейтериевая смесь с концентрацией, управляемой в диапазоне $n_H/n_D = 20-40\%$; желательное присутствие $<1-2\%$ добавки ионов с $Z/A < 1/2$ (бора). Полная ВЧ мощность, вводимая в плазму – $P_{изл} \cong 7\text{МВт}$, соответствует $P_{полг} = 5\text{МВт}$ поглощенной мощности. Система возбуждения – четыре одновитковых петлевых антенны. Система генерации – четыре идентичных модуля, нагруженных на отдельные антенны; выходная ВЧ мощность единичного модуля – 2 МВт; рабочие частоты модулей равномерно сдвинуты в диапазоне $13 \pm 0.5\text{ МГц}$.

Макет ВЧ генератора и антенны представлены на *рисунке 1.30*.

Физические диагностики. Основными параметрами, характеризующими плазменный шнур в процессе его формирования, нагрева, удержания в стационарном состоянии, являются ток, напряжение на обходе, давление (энергосодержание), электронная и ионная температуры, плотность плазмы и их распределение по сечению, радиальное распределение плотности тока, эффективный заряд плазмы, видимое, ИК-, УФ-излучение, мягкое и жесткое рентгеновское и γ -излучение, потоки заряженных частиц и др. Для измерения этих параметров необходимо располагать соответствующими диагностическими средствами и программным обеспечением обработки результатов измерений.

Измерение тока плазмы производится поясом Роговского, а напряжение на обходе – электромагнитными петлями. Диамагнитные зонды используются для измерения энергосодержания (давления) плазмы в широком динамическом диапазоне. МГД-явления наблюдаются с помощью локальных магнитных зондов, позволяющих измерять продольные радиальные и полоидальные компоненты поля. Для измерений радиальных распределений электронной плотности $n_e(r)$, используются многочастотный радар-рефлектометр и многоордовый бессбойный интерферометр. Многоордовой рентгеновской диагностикой – $T_e(r)$, МГД-колебания измеряются МГД-диагностикой. Корпускулярные анализаторы нейтральных частиц исполь-



Рисунок 1.30. Макет ВЧ генератора (слева) и антенна (справа)

зуются для нахождения ионной температуры и скоростей тороидального и полоидального вращения. Многоходовая, многоканальная болометрия позволяет определить форму и положение границы шнура, динамику поступления примесей с периферии в центр шнура, обзорный болометр – энергетические потери плазмы и энергетическое время жизни плазмы. Эффективный заряд плазмы измеряется с помощью обзорного спектрометра и спектрометра высокого разрешения. Все перечисленные средства составляют комплекс физических диагностик плазмы токамака КТМ.

Распределение диагностических систем по патрубках вакуумной камеры КТМ показано на *рисунке 1.31*.

Диагностики первой очереди (будут использоваться при проведении физического пуска): система магнитных зондов, обзорный болометр и многоканальный монитор излучений (измерение радиационных потерь), бесбойный интерферометр среднечастотной плотности и двухчастотный импульсный рефлектометр (измерение плотности и градиента плотности), обзорный спектрометр и монохроматор (переход L→H режим, контроль примесей), скоростная видеокамера.

Диагностики второй очереди: многоканальный бесбойный интерферометр, импульсный рефлектометр с перестраиваемой частотой (профиль плотности плазмы), спектрометр высокого разрешения (контроль ионной температуры), многоканальный рентгеновский спектрометр (измерение профиля электронной температуры), ИК-пирометр и 4-х каналный детектор ИК диапазона, ленгмюровские зонды (диагностика скреп-слоя) и др.

На *рисунке 1.32* представлены примеры диагностик КТМ.

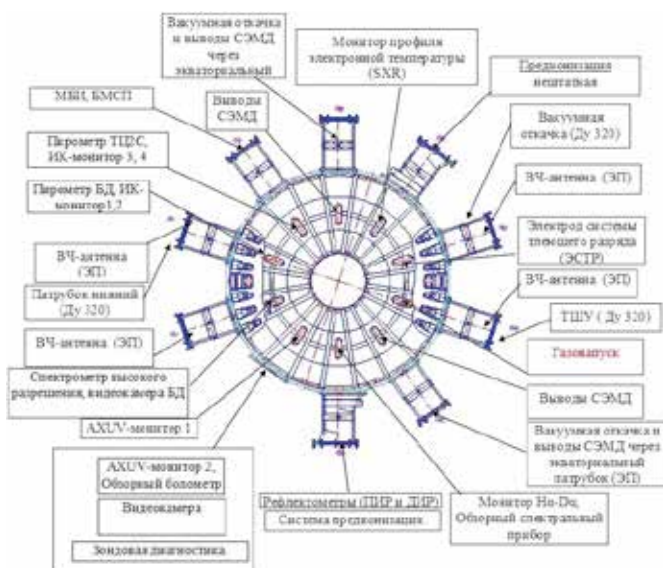


Рисунок 1.31. Распределение диагностических систем по патрубках вакуумной камеры КТМ

Энергосистема токамака КТМ. Энергосистема токамака КТМ предназначена для питания электромагнитной системы, обмоток равновесия, систем дополнительного нагрева и преионизации, систем высоковакуумной откачки и кондиционирования, физических и технологических диагностик и систем инженерного обеспечения. Она должна обеспечить периодичность работы токамака до 5 циклов в час в номинальном режиме. Наиболее энергоемкими и сложными по режиму являются тороидальная и полоидальная магнитные системы, центральный соленоид, обмотки равновесия и система дополнительного ВЧ-нагрева плазмы.

Общая кратковременная (в пределах 5 с) мощность энергосистемы токамака КТМ достигает 110-120 МВт. Эта мощность не может быть обеспечена существующими энергетическими возможностями площадки размещения экспериментального комплекса токамака КТМ в г. Курчатове. Поэтому была протянута линия электропередачи напряжением 220 кВ и длиной 17 км от 51-ой подстанции до подстанции КТМ г. Курчатов, где были установлены трансформаторы 220/10 мощностью 100 МВА. Это позволило разработать источники питания электромагнитной системы и системы ВЧ-нагрева плазмы в соответствии с требованиями сценариев работы токамака. На рисунках 1.33 и 1.34 представлены основные элементы энергосистемы КТМ.

Подсистемы токамака КТМ. Кроме указанных выше систем, комплекс КТМ состоит из следующих подсистем, представленных на рисунках 1.35, 1.36.

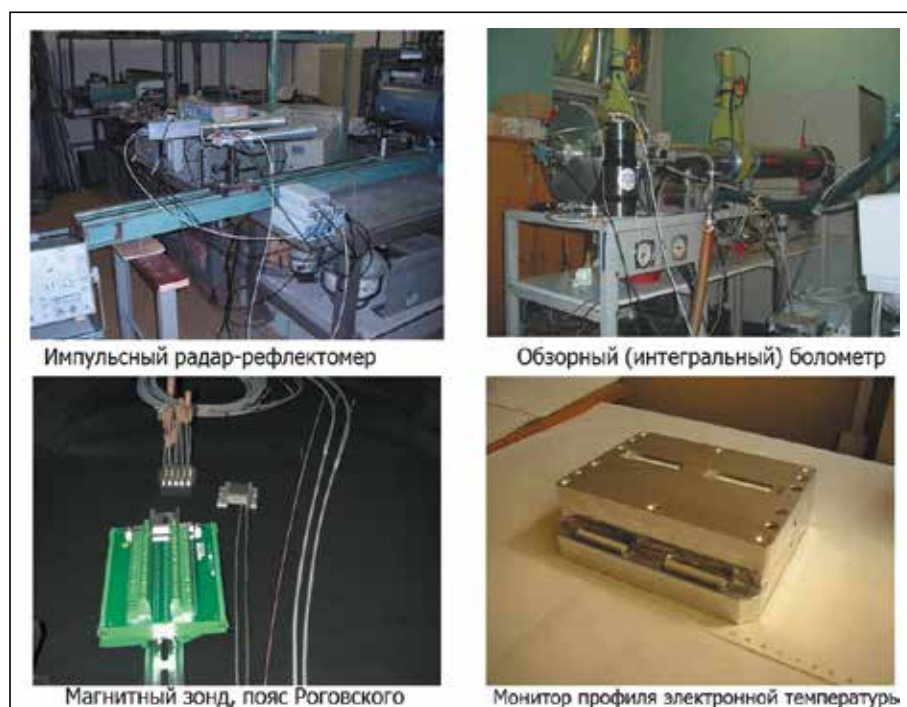


Рисунок 1.32. Диагностики КТМ

- Система прогрева, очистки и боронизации стенок камеры. Система прогрева служит для удаления паров воды с поверхности вакуумной камеры и должна обеспечивать прогрев металлических частей вакуумной камеры до температуры 200 °С. Подсистема омического прогрева осуществляет прогрев внешней оболочки вакуумной камеры с помощью омических нагревателей. Подсистема индукционного прогрева осуществляет прогрев внутренней оболочки вакуумной камеры с помощью вихревых токов, наводимых переменным током, питающим обмотку центрального соленоида. Электротехническое устройство, обеспечивающее зажигание тлеющего разряда в камере токамака в рабочем или инертном газе и дозированный напуск газа, необходимого для осуществления процесса боронизации (карборан). Устройство тлеющего разряда собирается по одно-электродной схеме и обеспечивает при давлении в камере $5-10 \times 10^{-2}$ Па в среде инертного газа плотность тока $0,1-0,2 \times 10^{-4}$ А/см².
- Система предионизации плазмы. Предназначена для резонансного ввода мощности в область пробоя с целью облегчения старта разряда в токамаке КТМ. Для системы предионизации используется магнетрон мощностью 100 кВт и частотой излучения 915 МГц. В состав системы входит источник питания с формирующей линией, генератор СВЧ-диапазона, волноводы и система управления и синхронизации.



Рисунок 1.33. Подстанция КТМ и главный силовой трансформатор



Рисунок 1.34. Подстанция ПС 51

- Система высоковакуумной откачки, газонапуска.
- Системы технологических диагностик, позволяющих получать информацию о работе систем токамака.
- Инженерные подсистемы, обеспечивающие работу токамака (вода, газоснабжение, электрическая сеть, местная вентиляция и др.)

Система управления и автоматизации экспериментами. Предназначена для обеспечения контроля и управления технологическими процессами основных и вспомогательных систем токамака во всех режимах его работы: режим текущей эксплуатации, предпусковой режим, пусковой режим, послепусковой режим. Управление стендовым комплексом КТМ обеспечивается системой автоматизации экспериментов (САЭ), построенной на базе современных компьютерных средств.



Рисунок 1.35. Оборудование системы высоковакуумной откачки



Рисунок 1.36. Система водяного охлаждения

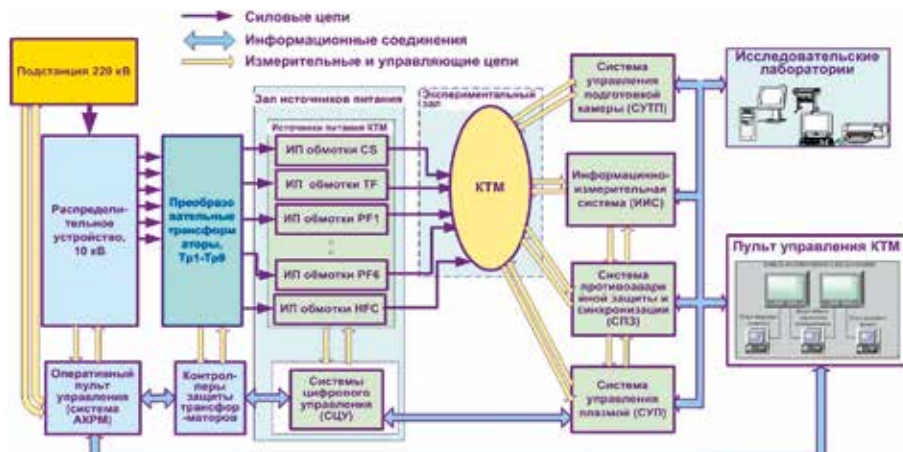


Рисунок 1.37. Структура системы автоматизации экспериментов токамака КТМ

САЭ служит для сбора, обработки, архивации и представления диагностической и технологической информации при проведении экспериментов, для синхронизации работы подсистем установки и защиты оборудования от выхода из строя в нестандартных ситуациях. Структура системы автоматизации экспериментов токамака КТМ представлена на *рисунке 1.37*.

Информация о параметрах плазмы, магнитных полей и элементов конструкции токамака КТМ в процессе проведения экспериментов формируется с помощью физических и технологических диагностик, вводится в базу данных на сервер и выводится на панель коллективного пользования (*рисунок 1.38*).



Рисунок 1.38. Панель коллективного пользования КТМ

1.3.4 Рабочий цикл токамака КТМ

Рабочий цикл токамака КТМ состоит из нескольких последовательных этапов (*рисунок 1.39*) [14]:

1. Высоковакуумная откачка вакуумной камеры с одновременным её прогревом, кондиционирование стенок индукционным и тлеющим



Рисунок 1.39. Сценарий рабочего цикла токамака

- разрядом, боронизация (карбонизация, силиконизация или другие способы покрытия) рабочих поверхностей камеры.
2. Напуск рабочего газа в камеру, включение тороидального магнитного поля. Запитка центрального соленоида-индуктора и полоидальных областей, создающих низкий уровень рассеянных полей в области пробоя, возбуждения при быстром изменении потока в индукторе и в ОПП вихревого электрического поля, необходимого для пробоя рабочего газа.
 3. Пробой и объемная ионизация газа как вихревым электрическим полем, так и вводом в область пробоя СВЧ-излучения мощностью 150-200 кВт.
 4. Формирование плазменного шнура последовательным преодолением радиационного и ионизационного барьеров (связанных с поступлением в плазму нейтрального газа). На этом этапе для устойчивого формирования шнура необходимо введение в плазму СВЧ-мощности. Операция завершается формированием замкнутой магнитной конфигурации плазменного шнура.
 5. Подъем тока плазмы до заданной величины, определяемой программой экспериментов. Рост тока в токамаке КТМ за счет управляемого изменения магнитного потока в центральном соленоиде-индукторе. Скорость роста тока лимитируется как сверху (предотвращением режимов с убегающими электронами и сильным скинированием), так и снизу (минимизации расход потока запасенного магнитного в ЦС).
 6. Переход от лимитерной к диверторной конфигурации плазмы, требующей согласования движения границы и формы плазмы с изменением токов полоидальных обмотках.
 7. Поддержание стационарного тока в плазменном шнуре (плато тока) путем быстрого снижения скорости изменения потока в индукторе. В случае чисто омического нагрева вследствие относительно низких параметров плазмы и, соответственно, быстрого расхода вольт-секунд

этот этап относительно кратковремен (0,5-1с). В основной части реализуемых режимов работы КТМ одновременно с выходом на плато тока включается дополнительный нагрев плазмы ВЧ-излучением на частоте ионно-циклотронного резонанса, мощностью от 0,5 до 7 МВт. При вводе достаточной мощности доп. нагрева и при низком содержании примесей происходит переход в моду с улучшенным удержанием (L-H переход), достигаются максимальные параметры плазмы (n , T , τ_E , I_{bs}), резко растёт её проводимость и, соответственно, уменьшается расход вольт-секунд на поддержание плато тока, что приводит к увеличению длительности разряда до 5 с. В этих режимах достигаются максимальные мощности потоков в диверторную область.

8. Завершение разряда, которое, как правило, должно происходить контролируемо, путем быстрого изменения знака напряжения на индукторе с согласованным отключением ВЧ-нагрева и поддержанием равновесия плазмы в течение всего интервала времени вывода тока. Однако, в ряде случаев (например, при достижении предельных параметров или нарушении равновесия шнура), разряд в плазме может завершиться большим срывом, в процессе которого на отдельных внутрикамерных элементах может выделяться значительная часть тепловой и магнитной энергии плазменного шнура. Последняя может выделиться как в виде мощного излучения (щадящий режим для стенок камеры), так и в виде пучка ускоренных электронов МэВ-ного диапазона. При срыве разряда на проводящие элементы конструкции также действуют значительные электродинамические усилия, которые должны учитываться при расчетах прочности конструкций.
9. Завершение эксперимента с получением всей необходимой технологической и физической информации и начало подготовки токамака к следующему пуску.

Анализ и расчеты для токамака КТМ проводились на основе физической базы данных ИТЭР, с использованием кодов SCENTO, SCENPLINT, TRANSMAX, DINA и скейлингов для энергетического времени удержания плазмы. Пробой и старт разряда инициируется вблизи внутренней стенки вакуумной камеры. Область пробоя имеет вид тора квазикруглого сечения с $R_0 = 0,7$ м и $a_0 = 0,2$ м, а напряжение пробоя 8 В.

Широкая, многоплановая программа экспериментальных исследований и испытаний на токамаке КТМ предполагает возможность реализации большого числа сценариев работы установки. В свою очередь, это определяет структуру и схемы мощного силового энергопитания токамака и его регулирование в процессе работы.

1.3.5 Статус реализации проекта КТМ

Основные этапы проекта:

- 1997 г. – обсуждение Е.П. Велиховым с Президентом Н.А. Назарбаевым предложений о проекте КТМ;
- 1998, июль – распоряжение Премьер-Министра о начале работ по проекту;

- 1999-2003 – проектирование установки и основных систем КТМ;
- 2003-2007 – изготовление установки КТМ;
- 2006-2007 – завершение реконструкции лабораторного корпуса и реакторного зала;
- 2007, декабрь – установка КТМ изготовлена на опытном заводе НИИ-ЭФА им. Ефремова и доставлена в г. Курчатова;
- 2008-2010 – монтаж установки КТМ и части основных систем на рабочем месте в НЯЦ РК;
- 2010 – посистемная наладка и подготовка и проведение пробного пуска;
- 2011-2015 – корректировка проекта (ТЭО и ПСД), государственная экспертиза;
- 2016-2017 – закупка недостающего оборудования, монтаж;
- 2017 – пуско-наладочные работы и физический пуск;
- 2018 – сдача комплекса КТМ в эксплуатацию.

На рисунках 1.40 – 1.44 показаны основные этапы работ на экспериментальном комплексе КТМ [15, 16].

В настоящее время выполнена основная часть работ по созданию комплекса КТМ. Степень готовности систем комплекса КТМ (около 80 %) позволила в 2010 году провести пробный запуск установки КТМ с реализацией плазменного разряда, который был осуществлен 5 сентября 2010 года.

Цель пробного запуска – получение пробоя рабочего газа в вакуумной камере токамака КТМ и формирование плазменного шнура с током 10-30 кА.

Основные параметры, при которых были получены пробой и формирование плазменного шнура: давление рабочего газа (аргона) – 10^{-4} торр, напряжения на обходе в области пробоя – 8,4 В, магнитное поле на оси тороидальной обмотки – 0,043 Тл, продолжительность плазменного разряда ~ 40 мс.



Рисунок 1.40. Начало работ в реакторном зале КТМ



Рисунок 1.41. Выгрузка КТМ на площадке комплекса, декабрь, 2007 г.



Рисунок 1.42. Процесс монтажа токамака КТМ



Рисунок 1.43. Пуско-наладочные работы 2009-2010 гг.



Рисунок 1.44. Лабораторный корпус и здание КТМ

Для пробоя и формирования плазменного шнура использовались следующие системы:

- система предионизации для ионизации рабочего газа;
- источник питания электромагнитной обмотки тороидального поля;
- конденсаторный источник питания центрального соленоида и электромагнитных обмоток полоидального поля PF1, PF4;
- магнитные диагностики, ПЗС видеокамера и фотоэлектронный умножитель (ФЭУ) для диагностирования физических параметров.

Пробой рабочего газа и ток плазмы регистрировались при помощи покровов Роговского, датчиков напряжения на обходе и ФЭУ.

Кадры видеосъемки предионизации и первой плазмы токамака КТМ представлены на рисунке 1.45.

Для завершения работ по реализации комплекса КТМ требуется закупить и смонтировать оставшееся оборудование, провести пусконаладочные работы и физический пуск комплекса с реализацией основных проектных параметров.

1.3.6 Программа научных исследований на токамаке КТМ

Программа исследований и испытаний на токамаке КТМ посвящается созданию расширенной базы данных о поведении материалов внутрикамерных систем, узлов и элементов, приемных пластин и конструкций дивертора в режимах, моделирующих работу токамака ИТЭР и будущих термоядерных реакторов. Наряду с накоплением данных о реакторных материалах будут изучаться процессы, определяющие их поведение и влияния этих процессов на процессы в горячей плазме. Основным в этих исследованиях является выяснение механизма появления примесей и их проникновения в горячий плазменный шнур, процессов в пристеночной плазме, процессом передачи тепла с поверхности в объем сте-

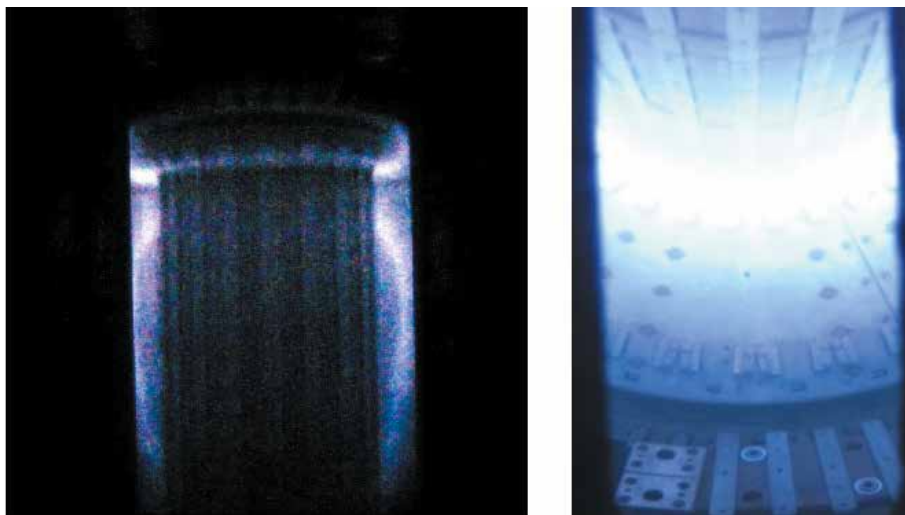


Рисунок 1.45. Кадры видеосъемки предионизации и первой плазмы токамака КТМ

нок камеры и его эффективного отвода.

Главное внимание в исследовании на токамаке КТМ будет уделено изучению свойствам материалов дивертора и процессам, приводящим к нарушению свойств его приемной части [17]. К ним, в основном, относятся процессы оплавления, эрозии и распыления приемных пластин. Изменение формы и структуры поверхности приемных пластин определяются с помощью оптической микроскопии после их работы в токамаке. Скорости химического и физического распыления и перенапыления определяются также по изменению структуры поверхности пластин. Деформации и свойства поверхности можно исследовать и без выемки пластин во время рабочего цикла (*in situ*). Эти измерения можно проводить с помощью видеоскопа – усилителя яркости на базе частотного лазерного проектора на парах меди. Механизм распыления на диверторных пластинах приповерхностной плазмы будет изучаться на образцах во время разрядов с помощью спектроскопии высокого разрешения. При этом определяется состав этой плазмы, ионная и газовая температура (от 1эВ до 500эВ) и потоковая скорость частиц. Концентрация плазмы измеряется с помощью зондовой методики по ионному току насыщения. Методами электрических зондов можно определить также распределение электрических полей в приповерхностной плазме и температуру электронов. Для изучения потоков энергии излучения из плазмы используются многоканальные болометры. Использование этих диагностик достаточно для нахождения потоков частиц и энергии на пластины дивертора и первую стенку. Для проверки этих измерений необходимо определять температурные поля, как на поверхности, так и в глубине приемных пластин с необходимым временным разрешением. Для этого будет использоваться быстрая инфракрасная камера с временным разрешением 10-20 мс.

Комплекс измерений параметров горячей плазмы и процессов на поверхности первой стенки камеры и в диверторе позволит определить количественную связь между параметрами плазменного шнура и поверхностными процессами на первой стенке и на приемных пластинах и, тем самым, установить связь между ними, а также роль материалов защиты первой стенки и дивертора. Это позволит сформулировать требования к будущим высокоресурсным, максимально удовлетворяющим условиям работы в качестве дивертора и защитных пластин первой стенки вакуумной камеры токамака – реактора [18].

В настоящий момент реализуется научно-техническая программа:

1. По отработке методов и режимов запуска плазменного разряда, в рамках которой производится наладка: физических и технологических диагностик; средств сбора данных и управления; основных и вспомогательных технологических систем (высоковакуумной откачки, запуска газа, охлаждения и электропитания) [19 – 26].
2. По отработке режимов работы макета литиевого дивертора на базе капиллярно-пористой системы [27 – 31].
3. Отработке методик исследования облученных в плазме КТМ образцов конструкционных материалов [17].

На рисунке 1.46 работы по созданию макета литиевого дивертора токамака КТМ на базе литиевой капиллярно-пористой системы (КПС) [21].

Данные работы очень важны для ускорения подготовки комплекса к физическому пуску и вводу его в эксплуатацию.

Разработана программа научных работ на токамаке КТМ, включающая в себя [32]:

- а) Исследование материалов и взаимодействия плазма- стенка:
 - исследование поведения кандидатных материалов приемных пластин и других элементов диверторных устройств;
 - изучение процессов распыления, эрозии, дугообразования и др. на приемных диверторных пластинах;
 - исследование процессов поверхностного и объемного нагрева и элементов дивертора;
 - испытание различных способов организации теплового контакта приемных пластин дивертора с теплоотводящей и механической структурой диверторного устройства (ДУ);
 - испытания различных методов, схем и конструкций систем охлаждения приемных пластин и внутрикамерных структур;
 - изучение поведения материалов диверторных пластин при различных температурах;
 - исследование методов снижения локальных тепловых нагрузок на приемные пластины (например, путем быстрого изменения положения X-точки в горизонтальном и вертикальном направлениях).
- б) Исследование материалов и взаимодействия плазма- стенка:
 - изучение возможности снижения тепловых нагрузок на дивертор возбуждением излучательной (RI-моды) при инжекции тяжелых инертных газов в приграничную плазму (SOL);
 - исследование возможности снижения потоков в диверторную область изменением треугольности плазменного шнура;

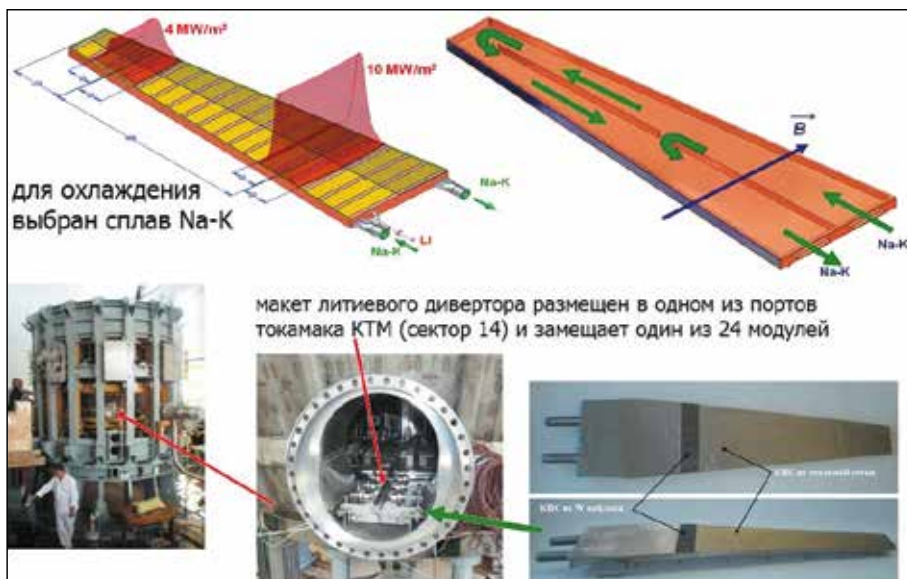


Рисунок 1.46. Макет литиевого дивертора токамака КТМ

- исследование поведения различных материалов защиты первой стенки (рециклинг, распыляемость, эрозия, термостойкость в нормальных режимах и при срывах тока и т.д.);
 - изучение влияния материала защиты первой стенки на Zэфф;
 - испытания защитных экранов антенн ВЧ-нагрева;
 - исследование диафрагм (лимитеров) различного типа в т.ч. капиллярно-пористых литиевых диафрагм и их влияние на параметры плазменного шнура;
 - исследование капиллярно-пористых Li-структур и других вариантов жидкометаллических устройств в качестве диверторных приемников энергии;
 - исследование процессов формирования активного диверторного слоя (ASOL) и его влияния на параметры и процессы удержания плазменного шнура.
- в) Плазмозащитные задачи:
- исследование процессов термоизоляции термоядерной плазмы в токамаках с аспектным отношением $A=2$ и предельных ее параметров при мощном ВЧ-нагреве;
 - исследование процессов формирования и устойчивости различных конфигураций плазмы (вытянутость, треугольность), а также процессов и параметров плазмы в пристеночной и диверторной зонах;
 - исследование сценариев и механизмов эффективного ВЧ-нагрева и режимов неиндукционного поддержания тока и др.

1.3.7 Международное сотрудничество

Кооперация с Российской Федерацией реализуется в соответствии с «Планом-графиком выполнения задач, определенных Совместным заявлением Президента Российской Федерации В.В. Путина и Президента Республики Казахстан Н.А. Назарбаева о сотрудничестве в области использования атомной энергии в мирных целях от 25 января 2006 года», вновь подписанной в 2011 году, и в соответствии с Программой совместных работ, одним из разделов которой является совместная работа по проекту КТМ на стадии монтажа, физического пуска и проведения исследований. Сформированы и подписаны основные этапы совместной программы научных работ на токамаке КТМ между НЯЦ РК и НИЦ «Курчатовский институт». Управление проектом осуществляется совместной российско-казахстанской рабочей группой, созданной приказами Росатома РФ и МЭМР РК (в последствии МЭ РК). Подписана руководством Росатома и МИНТ РК и реализуется совместная программа работ по подготовке и проведению физического пуска токамака КТМ на условиях со-финансирования.

Сотрудничество с ЕВРАТОМОМ.

В рамках подписанного в 2002 году и успешно действующего с 2004 года после ратификации Парламентом РК межправительственного Соглашения о сотрудничестве между Правительством РК и Европейским Сообществом по атомной энергии (ЕВРАТОМ) в области управляемого термоядерного синтеза подписаны меморандумы о сотрудничестве между Национальным Ядерным Центром РК и Ядерным Центром Испании, СИЕМАТ, Национальным Ядерным Центром РК и Научным Центром ЕНЕА, Фраскати, Италия. Создан и активно работает координационный комитет (рисунок 1.47).

Определены области сотрудничества с Великобританией по работам на токамаках JET, MAST и КТМ – взаимодействие плазма-стенка, исследования и испытания конструкционных материалов, новые диагностики и подсистемы, детритизация материалов. По программе помощи закрытым городам (СНСР) проведены: обучение менеджеров, обучение английскому языку, стажировки молодых специалистов.

Сотрудничество с Японией.

Развивается сотрудничество с Японским Агентством по Атомной Энергии, с которым также подписан меморандум в 2007 году и актуализи-



Рисунок 1.47. Заседание координационного комитета по реализации соглашения ЕВРАТОМ – РК в г. Курчатове, 2010 г. (слева). Посещение токамака JET (Великобритания) делегацией НЯЦ РК (справа)

зированной в 2015 году. Создан координационный комитет по реализации данного меморандума.

В рамках достигнутых договоренностей с 2008 года ежегодно молодые специалисты ИАЭ НЯЦ РК проходят стажировки в названных международных Центрах.

Состояние работ по исследованиям в области термоядерного материаловедения и технологиям в Республике Казахстан, включая работы по проекту создания токамака КТМ, ежегодно докладываются на международных конференциях и международном Совете МАГАТЭ по термоядерной энергии.

Сотрудничество в рамках Рамочной Программы Комиссии СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях – АТОМ-СНГ.

Подано и одобрено на Комиссии АТОМ-СНГ в мае 2012 года предложение о разработке и совместной реализации программы материаловедческих исследований с целью создания материалов вакуумной камеры и внутрикамерных компонентов будущих термоядерных реакторов с использованием возможности экспериментальной базы комплекса КТМ в рамках создаваемой международной рабочей группы [25].

Рабочей группой РГ КТМ Комиссии государств – участников СНГ по использованию атомной энергии в мирных целях в соответствии с пунктом 1.5 Плана первоочередных мероприятий по реализации Рамочной программы «СОТРУДНИЧЕСТВО «АТОМ–СНГ» подготовлены следующие документы:

1. Проект программы совместных научных исследований на казахстанском материаловедческом токамаке на 2017-2018 годы с финансово-экономическим обоснованием. В настоящее время согласие на участие в исследовании из стран, подписавших Рамочную программу, представили ведущие исследовательские организации в области ядерных технологий из Республики Беларусь, Республики Казахстан и Российской Федерации. Интерес к Программе также проявляют специалисты Республики Кыргызстан и Украины. Потенциально интерес к полученным результатам в рамках программы могут проявить Азербайджанская Республика, Республика Армения, Республика Таджикистан. Отправлен запрос в Правительства государств – участников проекта программы совместных исследований на казахстанском материаловедческом токамаке (Республика Беларусь, Республика Казахстан и Российская Федерация) о поручении заинтересованным ведомствам и организациям рассмотреть представленные материалы и направить в Исполнительный комитет СНГ предложения по механизмам реализации и источникам финансирования указанного проекта программы.
 2. Разработан проект Соглашения о принципах совместного использования экспериментального комплекса на базе казахстанского материаловедческого токамака. Проект Соглашения был рассмотрен на 16-ом заседании Комиссии АТОМ-СНГ и разослан для предварительного согласования в страны-участники СНГ. Получены замечания, которые в настоящий момент отрабатываются.
- Осуществление Программы совместных работ на КТМ предполагает-

ся за счет объединения средств, выделяемых странами – участницами проекта на национальные программы. При этом каждая из стран, наряду с общими целями Программы, имеет собственные интересы в ее реализации. Эта Программа позволит: Республике Казахстан запустить токамак КТМ в полном объеме с выходом на проектные параметры; России – отработать технологии использования лития в установках термоядерного синтеза, которые будут реализовываться при создании токамака–15М; Республике Беларусь – использовать собственный опыт для создания сетей удаленного доступа к экспериментам на КТМ, начать осуществление собственной исследовательской программы в области использования термоядерной энергии. Реализация Программы на платформе СНГ облегчает возможность присоединения к ней исследовательских центров из других стран Содружества и дальнего зарубежья.

Будущее термоядерной энергетики – это гибридные реакторы, создание нейтронного источника мегаваттного уровня для управления работой активных зон быстрых реакторов в подкритическом состоянии с использованием подкритического гибридного blankets с отрицательной реактивностью [33]. Это будет способствовать развитию инновационных технологий замкнутого топливного цикла АЭС и повышению безопасности. КТМ будет служить прототипом такого нейтронного источника. На нем можно будет отрабатывать и решать проблемы управления плазмой и работоспособности материалов и конструкций. Токамак КТМ является вполне конкурентоспособным проектом, который обеспечит в дальнейшем участие в высокотехнологичных проектах создания АЭС нового поколения. Поэтому опыт эксплуатации токамака КТМ может повысить привлекательность развития атомной и термоядерной энергетики как единого направления использования атомной энергии. Таким образом, успешная реализация проекта КТМ будет способствовать созданию научно-технологической базы для реализации конкурентоспособной инновационной атомной энергетики на основе управляемого термоядерного синтеза.

1.3.8 Значение проекта КТМ для Республики Казахстан

Реализация проекта по созданию токамака КТМ не связана напрямую с извлечением коммерческого дохода, однако создание стендового комплекса позволит расширить экспериментальную базу Республики Казахстан в области использования технологий атомной и термоядерной энергетики и даст перспективы развития научного сообщества Республики Казахстан. Наряду с этим, реализация Проекта позволит получить ощутимый косвенный экономический эффект. Реализация Проекта позволит достичь следующих целей:

- создать научную и производственную базу для исследований в области перспективных источников энергии;
- дать основу для повышения научно-технического потенциала населения Республики Казахстан и подготовки высококвалифицированных кадров науки и промышленности;
- повысить общую конкурентоспособность научного сектора экономики;

- повысить уровень технического образования;
 - повысить научный рейтинг Республики Казахстан в мире.
- Участие в данном проекте позволит приобрести уникальный опыт международного сотрудничества – основу индустриально-инновационного развития любой страны мира.

Стендовый комплекс токамака КТМ будет достойно представить Республику Казахстан на международной выставке ЭКСПО-2017 «Энергия будущего» в г. Астана [25].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 1

1. Zhdanov, V. Facility for LWR Core Materials Studies at High Temperature, Proceedings of ICAPP'05 congress / V. Zhdanov, V. Baklanov // Seoul. – Korea. – 2005, May 15-19. –paper 5242.
2. K. Plevacova, C. Journeau, P. Piluso, V. Zhdanov, V. Baklanov, J. Poirier. Zirconium carbide coating for corium experiments related to water-cooled and sodium-cooled reactors – Journal of Nuclear Materials, 2011, vol. 414, p. 23-31
3. Shkolnik V.S., Cherepnin Yu.S., Tazhibayeva I.L., Shestakov V.P., Tikhomirov L.N., Velikhov E.P., Azizov E.A., Gostev A.A., Mineev A.B., Shakhovets K.G., Vorobjev G.M., Spherical Tokamak for Material Researches, Abstracts of the Thirteenth American Nuclear Society. Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy, Nashville, Tennessee, USA, June 7-11, 1998, p. 262.
4. Shkolnik V.S., Cherepnin Yu.S., Shestakov V.P., Tikhomirov L.N., Velikhov E.P., Azizov E.A., Gostev A.A., Mineev A.B., Shakhovets K.G., Vorobjev G.M., Tazhibayeva I.L.. Spherical Tokamak for Material Researches, Fusion technology, vol. 34, no. 3, part 2, 1998, p. 1179-1181.
5. Школьник В.С., Велихов Е.П., Черепнин Ю.С., Азизов Э.А., Тажибаева И.Л., Шестаков В.П., Тихомиров Л.Н., Зеленский Д.И., Экспериментальный материаловедческий стенд КТМ на базе сферического ТОКАМАКА, Материалы 2ой Международной конференции. «Ядерная и радиационная физика», 7-10 июня 1999 г., г. Алматы, и. 1, с. 27-33.
6. E.A. Azizov, O.I. Buzhinskij, G.G. Gladush, V.N. Dokouka, I.A. Kovan, Yu.M. Semenets, R. Khayrutdinov, V.A. Yagnov, E.P. Velikhov, V.A. Glukhikh, V. Krilov, A. Mineev, O.G. Filatov, N.Ya. Dvorkin, I.N. Leikin, N.A. Obysov, V.S. Shkolnik, V. Shestakov, I. Tazhibayeva, L.N. Tikhomirov, Yu.S. Cherepnin, Kazakhstan tokamak for material testing conceptual design and basis parameters, – Fusion Engineering and Design, 56-57, (2001), 831-835.
7. В.С. Школьник, Е.П. Велихов, Ю.С. Черепнин, Л.Н. Тихомиров, И.Л. Тажибаева, В.П.Шестаков, Э.А. Азизов, О.И. Бужинский, А.А. Гостев, Проект Казахстанского материаловедческого ТОКАМАКА КТМ, – Вестник НЯЦ РК, вып.1, 2001, с. 44-47.
8. E.A. Azizov, V.N. Dokouka, V. Shestakov, V. Shkolnik, I. Tazibayeva, E. Velikhov and al. Kazakhstan Tokamak for Material Testing, – Plasma Devices and Operations, 2003, v.11(1), p. 39-55.
9. В.С. Школьник, И.Т. Тажибаева, Ш.Т. Тухватулин Казахстанский токамак КТМ для материаловедческих исследований, – журнал «Зерде», 2004.
10. I.L. Tazhibayeva, E.A. Azizov, V.A. Krylov, V.S. Shkolnik, E.P. Velikhov, N.A. Obysov, Sh.T. Tukhvatulina, L.N. Tikhomirov, V.P. Shestakov, O.G. Filatov KTM Experimental Complex project Status , – 16- th ANS Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy, Madison, Wisconsin, September 14-16, 2004, p.36.
11. I.L. Tazhibayeva, E.A. Azizov, V.A. Krylov, V.S. Shkolnik, E.P. Velikhov, N.A. Obysov, Sh.T. Tukhvatulina, L.N. Tikhomirov, V.P. Shestakov, O.G. Filatov KTM Experimental Complex project Status , Fusion Science and Technology, vol.47, April 2005, p.746 – 750.

12. Школьник В.С., Тажибаева И.Л., Тухватулин Ш.Т., Тихомиров Л.Н., Кенжин Е.А., Шестаков В.П., Азизов Э.А. Возможности использования токамака КТМ для исследования взаимодействия изотопов водорода с материалами ТЯР, – ж. *Материаловедение*, №10, 2005, стр. 45-50.
13. Э.А. Азизов, В.А. Беляков, И.Л. Тажибаева, О.Г. Филатов, В.С. Школьник и др. *Казахстанский токамак материаловедческий (КТМ), ВАНТ, серия Электрофизическая аппаратура*, вып. 3(29), 2005, 13- 18.
14. А. Азизов, Е.П. Велихов, И.Л. Тажибаева, В.С. Школьник и др. «Казахстанский материаловедческий токамак КТМ и вопросы управляемого термоядерного синтеза», изд-во Glory K, Алматы, 2006, 284 стр.
15. I.L. Tazhibayeva, E.A. Azizov, V.A. Krylov, V.P. Shestakov, O.S. Pivovarov, V.L. Raspopin. Tokamak KTM Complex for Material Investigation, abstract for 21st IAEA Fusion Energy Conference, 16-21 October, 2006, Chengdu, China, Book of Abstracts, p.191.
16. Батырбеков Э.Г. Научно-техническая поддержка политики правительства Казахстана в области мирного использования атомной энергии. – *Вестник НЯЦ РК*, вып. 1, 2016, с. 5-12.
17. I.Tazhibayeva, E. Kenzhin, V.Shestakov, Y.Chikhray, T.Kulsartov, E. Azizov, O.Filatov, V.Chernov “Material Science Activities for Fusion Reactors in Kazakhstan, *J. Nuclear Materials*, 2009, p. v.386-388, p.15-18.
18. Пивоваров О.С., Тажибаева И.Л., Шаповалов Г.В. Азизов Э.А., Крылов В.А. «Казахстанский материаловедческий токамак. Статус работ, перспективы международного сотрудничества», материалы международного семинара «Инновационный проект создания казахстанского материаловедческого токамака КТМ. Научные исследования и международное сотрудничество», 5-7 сентября 2011г., г.Астана, Назарбаев Университет, Республика Казахстан, стр. 37-41.
19. Понкратов Ю.В., Кульсартов Т.В., Тажибаева И.Л., Барсуков Н.И., Гордиенко Ю.Н., Тулубаев Е.Ю. «Определение параметров газовой выделенной графитовой пластины стандартного модуля облицовки Казахстанского Материаловедческого токамака КТМ» там же, стр. 143-144.
20. Tazhibayeva I.L., Shapovalov G.V., Kenzhin E.A., Pivovarov O.S. KTM tokamak work progress and future prospect of international cooperation, *Materials of 20th IAEA Technical Meeting on “Research Using Small Fusion Devices”*, 23-25 November, 2011, Vienna, p.23.
21. Lyublinski I., Vertkov A., Evtikhin, V., Balakirev, V., Ionov, D., Zharkov, M., Tazhibayeva, I., Mirnov, S., Khomiakov, S., Mitin, D., Mazzitelli, G., Agostini, P. Module of lithium divertor for KTM tokamak, - *Fusion Engineering and Design* volume 87, issue 10, 2012, pp. 1719 – 1723.
22. I. Lyublinski, A. Vertkov, I. Tazhibayeva, G. Shapovalov, T. Kulsartov, V. Dyachenko, V. Lazarev, A. Azizov, G. Mazzitelli, P. Agostini “Status of design and experimental activity on module of lithium divertor of KTM tokamak”, *Journal “Fusion Engineering and design”*, 2013, V.88, issues 9-10, October, 2013, p.1862-1865.
23. И.Е. Люблинский, А.В. Вертков, М.Ю. Жарков, И.Л. Тажибаева «Основные результаты реализации проекта модуля литиевого дивертора на основе капиллярно-пористых систем для токамака КТМ»,

- Сборник научных трудов XVII конференции «Взаимодействие плазмы с поверхностью», Москва, НИЯУ МИФИ, 30-31 января 2014 г., стр.9-12.
24. V. Pavlov, K. Baustrukov, Yu. Golobokov, A. Ovchinnikov, A. Mezentsev, S. Merkulov, A. Lee, I. Tazhibayeva, G. Shapovalov “KTM tokamak operation scenarios software infrastructure”, – Nuclear Engineering and Technology, Vol.46, No.5, October 2014, p. 667-674.
 25. Тажибаева И.Л., Батырбеков Э.Г., Скаков М.К. Материалы и технологии термоядерного синтеза – Тезисы X Междунар. Конф. «Ядерная и радиационная физика», 8–11 сент. 2015 г., Курчатов, НЯЦ РК, 2015, с. 28.
 26. I. Tazhibayeva, O. Pivovarov, G. Shapovalov, A. Azizov “Tokamak KTM Progress Activity for Preparation on First Plasma Start-up”, abstract and report for 23th Fusion Energy Conference, FEC-23, Dajeon, Korea, October, 11-17, 2010.
 27. I. Lyublinski, M.L. Apicella, E. Azizov, V. Balakirev, V. Evtikhin D. Ionov, G. Mazzitelli, S. Mirnov, I. Tazhibayeva, A. Vertkov Main Results and Prospects of Lithium Capillary-Porous System Investigation as Tokamak Plasma Facing Material, - 22-nd IAEA Fusion Energy Conference, 13-18 October, Geneva, 2008, Book of Abstracts, p.121, and CD full paper.
 28. I. Tazhibayeva, I. Lublinski, A. Vertkov, V. Lazarev, A. Azizov, G. Mazzitelli, P. Agostini, “Mock-up divertor of KTM tokamak on the base of lithium CPS”, abstract for 19 ANS Technical Meeting on technology of fusion energy, TOFE-19, Las Vegas, 8-11 November, 2010, CA, USA.
 29. I. Lyublinski, P. Agostini, E. Azizov, S. Khomyakov, V. Lazarev, G. Mazzitelli, S. Mirnov, D. Mitin, I. Tazhibayeva, A. Vertkov «Module of Lithium Divertor for KTM Tokamak», abstract of 2nd International Symposium on Lithium Applications for Fusion Devices, PPPL, Princeton, NJ, USA, 27-29 April, 2011, p.10.
 30. I. Tazhibayeva, I. Lyublinski, A. Vertkov, V. Lazarev, A. Azizov, G. Mazzitelli, P. Agostini, “Mock-up divertor of KTM tokamak on the base of lithium CPS”, Fusion Science and Technology an international journal of the ANS, v.60, number 2, FUSTE8 (2), August 2011, p.554-557.
 31. Люблинский И.Е., Вертков А.В, Азизов Э.А., Мирнов С.В., Тажибаева И.Л., Шаповалов Г.В., Кульсартов Т.В., Дьяченко А.В «Макет литиевого дивертора токамака КТМ на основе КПС», – Атомная энергия, 2011, т. 110, вып. 2, с.91-94.
 32. И.Л. Тажибаева, Казахстанский токамак и перспективы управляемого термоядерного синтеза, Ж. Человек, Энергия, Атом, №1 (7), 2010, стр. 62-65.
 33. Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. Гибридные системы на основе токамака для наработки топлива и утилизации отработавшего ядерного топлива. – Атомная энергия, 2011, т. 110, вып. 2, с. 84- 88.

ГЛАВА 2. ОБЗОР ОСНОВНЫХ РАБОТ ПО СОВЕРШЕНСТВОВАНИЮ ИНФРАСТРУКТУРЫ СИП

2.1 Прием и хранение радиоактивных отходов и источников ионизирующего излучения

В современном мире человек подвергается воздействию ионизирующего излучения не только от природных радионуклидов (космическое излучение, радионуклиды почвы и т.д.), но и от радионуклидов искусственного происхождения, обусловленного деятельностью человека. В горнодобывающих отраслях и на предприятиях перерабатывающей промышленности (горно-обогатительные комбинаты, производство удобрений, заводы химико-металлургического цикла и т.д.) образуются большие количества отходов, загрязненных естественными радионуклидами, содержащимися в природном сырье. К основным таким радионуклидам относятся, например, С-14, К-40, изотопы урана, тория и др. Концентрация таких радионуклидов в отходах производства, а иногда и в полезных материалах, может значительно превышать уровни, установленные для радиоактивных отходов или материалов. В виду потенциальной опасности таких материалов или отходов к ним необходимо применять все те требования, которые для них устанавливаются органами государственного регулирования.

Проблема утилизации радиоактивных отходов (далее РАО) в Республике Казахстан сохраняет свою актуальность до настоящего времени, несмотря на закрытие ряда предприятий атомно-промышленного комплекса и других предприятий, использующих в производственном процессе различные виды источников ионизирующего излучения (далее ИИИ). Также остра проблема захоронения ИИИ для онкологических учреждений, промышленных предприятий и геологических партий, где организовать их хранение в соответствии с требованиями нормативных документов очень сложно или невозможно. Значительную долю общего количества накопленных РАО составляют отработанные (с истекшим сроком эксплуатации) ИИИ.

Отработавшие свой ресурс закрытые радиоактивные ИИИ представляют собой класс исключительно опасных радиоактивных отходов, поскольку большинство из них содержат радиоактивные материалы высокой удельной активности. В связи с этим утечка даже небольшого количества радиоактивного материала источника может вызвать значительное загрязнение окружающей среды и представлять угрозу для здоровья людей.

Учитывая сложившуюся ситуацию, Кабинет Министров Республики Казахстан принял Постановление о создании на стендовом комплексе «Байкал-1» хранилища отработавших ИИИ (Постановление № 1103 от 31.12.92 г.).

В сентябре 1994 года под председательством Министра науки и новых технологий В.С. Школьника состоялось совещание представителей заинтере-

ресованных ведомств, на котором были определены окончательные сроки сдачи в эксплуатацию хранилища отработанных ИИИ.

Проект «Подготовка стендового комплекса «Байкал-1» для приема на долговременное хранение источников ионизирующего излучения Республики Казахстан» разработан государственным проектным институтом КАЗГИПРОГРАД при непосредственном участии специалистов Института атомной энергии.

Филиал «Институт атомной энергии» Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» (далее филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК) имеет хранилища для длительного хранения твердых радиоактивных отходов (далее ТРО) и ИИИ с истекшим сроком эксплуатации, принятые в эксплуатацию 26 января 1995 года Государственной приемочной комиссией, назначенной распоряжением Премьер-Министра Республики Казахстан. Хранилища сертифицированы в соответствии с нормативами Республики Казахстан и международными нормами МАГАТЭ.

Хранилища РАО стендового комплекса «Байкал-1» включают в себя следующие сооружения и оборудование: долговременное хранилище РАО, промежуточное хранилище РАО, специально оборудованные автомобили (далее спецавтомобиль), радиационно-защитную камеру (далее РЗК), козловой кран с набором специальных захватов и траверс, защитный перегрузочный контейнер, защитные чехлы (рисунок 2.1).



Временное хранилище РАО



Радиационно-защитная камера



Чехол для ИИИ



Загрузка перегрузочного контейнера с ИИИ в РЗК

Рисунок 2.1. Специальные сооружения и оборудование

Долговременное хранилище РАО (далее ДХ РАО) предназначено для длительного хранения ТРО и ИИИ с истекшим сроком эксплуатации, образующихся в процессе производственной деятельности как филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК, так и от сторонних предприятий РК.

ДХ РАО представляет собой отдельное заглубленное, обвалованное землей, монолитное, железобетонное сооружение, расположенное под крановыми путями козлового крана КИР «Байкал-1» (рисунок 2.2). Емкость сооружения составляет 2714 м³.

ДХ РАО состоит из отдельных ячеек с загрузочными люками для загрузки радиоактивных отходов. Люки закрываются бетонными блоками в металлических кожухах весом 40 тонн каждый, что является одним из существенных барьеров физической защиты хранилища.

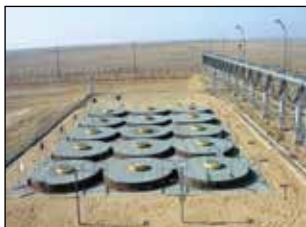
ДХ РАО имеет бетонное основание, расположенное на расстоянии 7,3 м выше уровня подземных вод. Все бетонные поверхности хранилища, соприкасающиеся с грунтом, гидроизолированы.

Конструкция и расположение ячеек ДХ РАО гарантирует сохранность контейнеров с радиоактивными отходами и ИИИ, исключает выход радиоактивных веществ на поверхность или случайный доступ к ним.

Промежуточное хранилище РАО (далее ПХ РАО) используется для хранения защитных чехлов с отработавшими ИИИ.

Технические характеристики сооружения 357:

- толщина наружных стенок - 800 мм;
- толщина внутренних стенок - 600 мм;
- толщина пробок перегрузочного люка - 600 мм;
- длина большой ячейки - 15 м;
- ширина большой ячейки - 5 м;
- высота сооружения - 8 м.



Сооружение 357



Рисунок 2.2. Долговременное хранилище РАО

ПХ РАО имеет 52 ячейки, закрытые защитными пробками. Для загрузки чехла с отработавшими ИИИ чехол извлекается из хранилища, транспортируется в РЗК. В РЗК чехол загружается отработавшими ИИИ, после чего транспортируется в заданную ячейку хранилища с помощью защитного контейнера для чехлов.

ПХ РАО имеет мощную защитную плиту, которая вместе с пробками позволяет снижать уровень радиационного фона до нормативных значений. Выброс радиоактивных веществ и доступ к чехлам посторонних лиц исключены. Пробка может быть снята только специальным захватом при помощи козлового крана. ПХ РАО оснащено охранной сигнализацией и вскрывается только персоналом, имеющим допуск.

Расположение ДХ и ПХ РАО не допускает нахождения на его территории персонала, не принимающего участия в технологическом процессе. Хранилища достаточно удалены от основных рабочих мест, зон проживания персонала комплекса и обеспечены системой охранной сигнализации. На всех этапах технологического процесса осуществляются мероприятия по обеспечению радиационной безопасности персонала. Сотрудниками отдела радиационной безопасности регулярно проводится дозиметрический контроль территории хранилищ и помещений КИР «Байкал-1» с помощью стационарных и переносных дозиметрических приборов. Территория КИР «Байкал-1», на которой расположены хранилища РАО, круглосуточно охраняется подразделением внутренних войск Республики Казахстан.

Все работы по приему, транспортированию, переупаковке, идентификации и размещению на долговременное хранение РАО осуществляются на основании лицензий, выданных Комитетом атомного и энергетического надзора и контроля Министерства Энергетики Республики Казахстан, в соответствии с действующей нормативно-правовой документацией Республики Казахстан, международными стандартами и в строгом соблюдении требований по обеспечению безопасности и физической защиты.

Транспортирование отработанных ИИИ и ТРО на КИР «Байкал-1» осуществляется в транспортных защитных контейнерах на спецавтомобилях (рисунок 2.3). Спецавтомобили оборудованы таким образом, что ни водитель, ни сопровождающее лицо не подвергаются воздействию ионизирующего излучения выше уровней, установленных требованиями



Рисунок 2.3. Автотранспорт РГП НЯЦ РК для перевозки РАО

ями гигиенических нормативов и санитарными правилами. Во время транспортирования, как и на всех остальных этапах технологического процесса, осуществляется дозиметрический контроль.

По прибытии спецавтомобиля на КИР «Байкал-1» транспортные защитные контейнеры с отработанными ИИИ при помощи козлового крана (грузоподъемностью 125 тонн) перегружаются в надкамерное помещение, где их подготавливают для дальнейшей загрузки в РЗК, а контейнеры с ТРО размещаются в хранилище.

Работа в РЗК производится без прямого контакта с источниками. Перегрузка, извлечение ИИИ из транспортного защитного контейнера производится при помощи копирующего манипулятора с визуальным контролем через защитное свинцовое стекло. При работе используется специальное оптическое устройство – бинокляр, позволяющий вести визуальный контроль на всем этапе операции. Защита камеры позволяет на рабочем месте оператора снижать ионизирующее излучение до уровней, установленных требованиями гигиенических нормативов и санитарными правилами.

В РЗК источники идентифицируются и перегружаются в специальный защитный чехол, герметизируемый после заполнения, в котором впоследствии и хранятся. Для выполнения транспортно-перегрузочных работ применяется специальное оборудование, в том числе козловой кран.

Основными этапами обращения с РАО в зависимости от их типа могут быть кондиционирование (процесс, при котором радиоактивные отходы переводятся в форму, обладающую химической, термической и радиационной устойчивостью и сохраняющую стабильность в процессе перемещения, транспортирования, хранения и захоронения), иммобилизация (операции перевода радиоактивных отходов в твердую форму посредством их отверждения, включая в какую-либо матрицу или заключение в герметичные оболочки), хранение и захоронение.

В процессе производственной деятельности филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК образуются твердые радиоактивные отходы, которые разделяются и сортируются на местах их образования в зависимости от их свойств, степени и характера загрязненности.

Радиоактивные отходы образуются в различных формах и характеризуются различными физико-химическими свойствами. Это могут быть:

- газообразные радиоактивные отходы;
- жидкие радиоактивные отходы;
- твердые радиоактивные отходы.

Прием жидких РАО от сторонних организаций Республики Казахстан осуществляется филиалом ИАЭ РГП НЯЦ РК только после их отверждения (метод цементирования). Так, например, в период с 2010 по 2014 годы филиалом ИАЭ РГП НЯЦ РК была проведена работа по радиационному обследованию, выгрузке, транспортированию и размещению РАО с бывшего Иртышского химико-металлургического завода, расположенного в пос. Первомайский Восточно-Казахстанской области. В процессе производственного цикла завода образовались большие количества РАО, представляющие собой отходы производства в виде шламов, жидких РАО после дезактивации полов, оборудования, стен и т.д. Для иммобилизации жидких РАО в твердое состояние был применен метод цементирования,

при котором жидкие РАО в определенных пропорциях перемешивались с цементом до полного их отверждения. В качестве герметичной оболочки использовались металлические бочки объемом 200 л. В результате проведенных работ на КИР «Байкал-1» были транспортированы и приняты на долговременное хранение 1500 транспортных упаковочных комплектов (далее ТУК) и 1573 металлических бочки с ТРО, общим весом 1 412 000 кг. Для их хранения на КИР «Байкал-1» был введен в эксплуатацию объект «Площадка хранения контейнеров с радиоактивными отходами бывшего Иртышского химико-металлургического завода», состоящий из двух металлических сооружений ангарного типа.

Также в 2014 году филиалом ИАЭ РГП НЯЦ РК была проведена работа по приему, транспортированию и размещению на долговременное хранение загрязненного грунта в рамках проекта «Усиление безопасности участков площадки «Опытное поле» бывшего Семипалатинского испытательного полигона». Извлеченный загрязненный грунт был переведен после переработки в грунтобетон и размещен в 346 специальных контейнерах, общим весом 194 385 кг.

В настоящее время в хранилищах РАО КИР «Байкал-1» на долговременном хранении находятся более 51 600 ИИИ с истекшим сроком эксплуатации всех видов излучений, в том числе, высокоактивные онкологические кобальтовые источники, более 2 600 000 кг твердых радиоактивных отходов, с остаточной суммарной активностью более 57 000 Ки.

2.2 Опыт хранения отработавшего топлива реактора ИГР

2.2.1 Общие сведения о хранилище отработавшего топлива реактора ИГР

Для получения надежной информации о современном радиозоологическом состоянии территорий бывшего Семипалатинского испытательного ядерного полигона необходимы, прежде всего, планомерные и всесторонние исследования экологической обстановки на таких его основных радиационноопасных объектах, как испытательные площадки «Балапан», «Опытное поле» и «Дегелен», а также на недавно обнаруженном объекте «Могильник», расположенном в опасной близости от города Курчатова. В то же время информация о состоянии территорий СИП не будет полной без информации о радиозоологическом состоянии расположенных на территории СИП (рисунк 2.4) двух комплексов исследовательских реакторов Филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК – комплекса КИР «Байкал-1» и комплекса КИР ИГР.

Последнее обусловлено тем, что эти реакторные комплексы включают в себя многие радиационноопасные объекты: во-первых, сами ядерные реакторы – действующий исследовательский водоохлаждаемый гетерогенный реактор ИВГ.1М, действующий импульсный графитовый реактор ИГР и находящийся в состоянии длительного останова ампульный реактор РА, а во-вторых, пятьдесят семь хранилищ различного предназначения – временные, промежуточные и постоянные хранилища источников ионизиру-

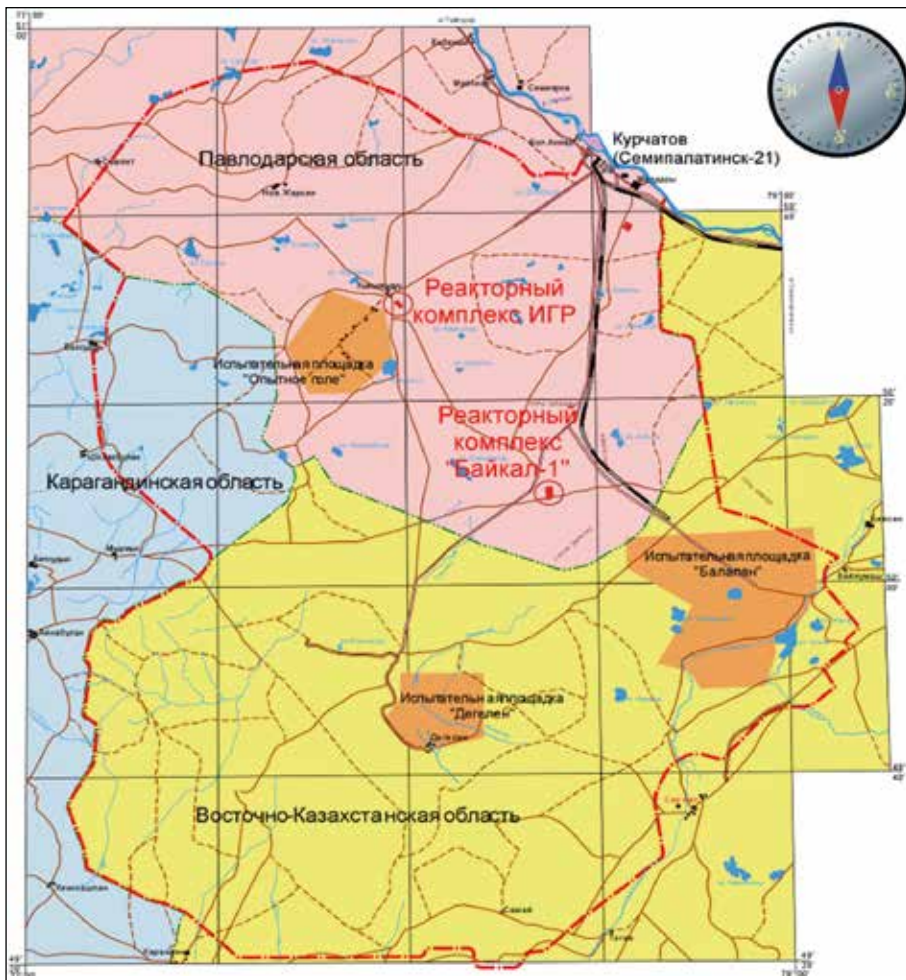


Рисунок 2.4. Карта-схема местоположений реакторных комплексов и основных испытательных площадок на Семипалатинском испытательном полигоне

ющего излучения [1, 2], хранилища радиоактивных отходов, хранилища ядерных материалов, хранилища свежего реакторного топлива, хранилища отработавшего реакторного топлива.

Радиационная обстановка на указанных радиационно-опасных объектах комплексов КИР «Байкал-1» и КИР ИГР контролируется соответствующими подразделениями Филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК, что должно гарантировать приемлемое радиозоологическое состояние всех этих объектов и прилегающих к ним территорий. В качестве примера представлены результаты исследования [3-8] одного из таких объектов филиала – хранилища отработавшего топлива реактора ИГР (рисунки 2.5 – 2.6), в котором около 47 лет содержатся уран-графитовые топливные блоки активной зоны ИГР (рисунок 2.7).



Рисунок 2.5. Внешний вид здания с хранилищем отработавшего топлива реактора ИГР

Блоки отработавшего реакторного топлива хранятся в контейнерах следующим образом. Пять блоков (габаритные размеры каждого блока – $98 \times 98 \times 130$ мм), установленные друг на друга, образуют невысокую колонну. В канал, образовавшийся по оси каждой колонны, вставлен герметичный металлический пенал с поглотителем – порошком карбида бора. Шестнадцать таких колонн помещены в один металлический контейнер, т.е. каждый контейнер содержит до восьмидесяти уран-графитовых блоков. Все восемь контейнеров с топливом помещены в металлический каркас с металлической откидывающейся крышкой, на которую уложены свинцовые блоки-«кирпичи», образующие дополнительный защитный свинцовый слой толщиной 50 мм (рисунки 2.8-2.9).



Рисунок 2.6. Внутренние помещения хранилища



Рисунок 2.7 Контейнеры с фрагментированными уран-графитовыми блоками



Рисунок 2.8. Хранилище уран-графитовых блоков со снятой железобетонной крышкой



а)



б)



в)

Рисунок 2.9. Каркас с контейнерами в приемке (а), восемь контейнеров с топливными блоками (б), топливные блоки в одном из вскрытых контейнеров (в)

2.2.2 Состояние деталей и материалов хранилища

При освидетельствовании деталей и материалов в помещении хранилища выявлено вполне удовлетворительное их состояние. Стальные детали ручной тали и стальные рым-болты в секциях защитной крышки следов коррозионного повреждения не имели. Стальная облицовка железобетонных секций защитной крышки, покрытая светло-серой краской, следов ржавления также не имела, что можно видеть на *рисунке 2.8*.

Детали в приемке хранилища, наоборот, содержали следы значительной коррозии, поскольку влажность воздуха в приемке была всегда заметно выше, чем в самом помещении, если судить по интенсивности

коррозии стальных деталей (рисунок 2.7). Это различие связано с тем, что дно приемка находится примерно на 1,5 м ниже пола помещения, а сам приемок сооружен без гидроизоляции: дно и стенки приемка выполнены обычной кирпично-цементной кладкой, оштукатуренной цементным раствором. Поэтому предполагалось, что в периоды весенних подъемов уровня грунтовых вод на дне приемка возможно даже появление воды. В связи с этим приемок по завершении строительства был оборудован дистанционной системой непрерывного слежения за появлением воды на дне приемка (на рисунке 2.9,а можно видеть провод системы слежения, идущий от датчика на дне приемка к пульту слежения). Следует отметить, что появление грунтовых вод в приемке за все время эксплуатации хранилища ни разу не было зафиксировано.

Влажность воздуха внутри полугерметичных контейнеров с топливными блоками была значительно ниже, чем в приемке, поскольку наличие резиновых уплотнительных прокладок до минимума сократило воздухообмен между воздушными средами контейнеров и приемка. На рисунке 2.10 видно, что на поверхностях стальных пеналов с порошком карбида бора имеются лишь местные коррозионные повреждения на очень небольшую глубину.

Относительно характера окисления поверхностей пеналов необходимо дополнительно указать на два следующих обстоятельства. Во-первых, плотность местной коррозии, как оказалось, остается неизменной вдоль всей длины пенала (ср. рисунки 2.10,а и 2.10,б), чего не должно быть при полном воздухообмене воздушных сред между контейнерами и приемком. Во-вторых, при изготовлении пеналов наружная поверхность трубных заготовок после грубой обточки не подвергалась выглаживанию, шлифовке и полировке. Это означает, что за счет нагартовки и повышения шероховатости материала поверхностного слоя пенала при его грубом точении была искусственно повышена скорость коррозии пенала на воздухе. Можно поэтому с уверенностью предположить, что при хранении пеналов в негерметичных контейнерах наблюдалась бы сплошная коррозия их поверхностей.



а)



б)

Рисунок 2.10. Поверхность пенала с порошком В4С на участках его верхней (а) и нижней (б) частей

Важно отметить также, что освидетельствованием сварных швов у пеналов контейнера №4 не было замечено ни видимых нарушений сплошности швов (нарушений герметичности пеналов), ни даже повышения плотности местной коррозии в области сварных швов по сравнению со средней для пенала плотностью такой коррозии (см. состояние шва на рисунке 2.10,б).

При освидетельствовании топливных блоков из контейнера №4 выяснилось, что для хранения уран-графитовых блоков можно было использовать и негерметичные контейнеры, поскольку графитовые материалы при комнатной температуре практически не окисляются на воздухе [5]. То есть герметичность использованных контейнеров была нужна только для повышения степени сохранности ядерных материалов как таковых. Визуальный осмотр топливных блоков выявил наличие в них трещин и сколов (см. рисунок 2.11), т.е. наличие тех дефектов, которые возникли в блоках в ходе эксперимента со значительным выходом режима пуска реактора ИГР за пределы номинального.



Рисунок 2.11. Трещины (а) и сколы (б) на поверхностях топливных блока из контейнера №4

Освидетельствование свинцовых блоков-«кирпичей» дало вполне ожидаемые результаты. Коррозионные повреждения поверхностей блоков не обнаруживались, поскольку свинец, как известно, обладает высокой коррозионной стойкостью на воздухе, причем как в сухих, так и во влажных условиях (высокая коррозионная стойкость обусловлена образованием на поверхности свинца сравнительно толстой защитной пленки, прочно связанной с основой и состоящей из продуктов взаимодействия свинца с кислородом воздуха).

А при освидетельствовании стальных контейнеров и стального контейнерного каркаса, длительно находившихся в прямке хранилища в условиях повышенной влажности, установлено полное сохранение их целостности и несущей способности при наличии поверхностных коррозионных повреждений различной интенсивности. В связи с последним была проведена металлографическая оценка глубины коррозионного повреждения стали на образцах, вырезанных из нижней (более поврежденной) и верхней (менее поврежденной) частей контейнерного каркаса (рисунок 2.12).

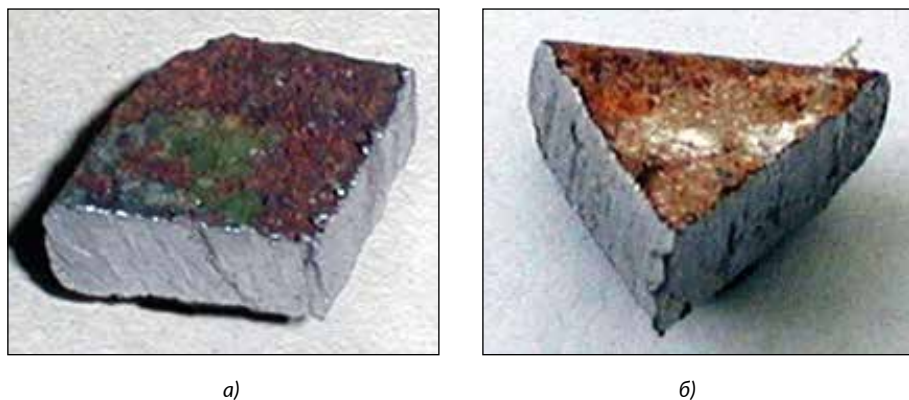


Рисунок 2.12. Образцы стали из нижней (а) и верхней (б) частей контейнерного каркаса

После изготовления поперечных шлифов на этих образцах-пластинах было выяснено, что глубина коррозии (глубина ржавления, или глубина слоя гидрата полуторного оксида железа $Fe_2O_3 \cdot xH_2O$) у нижнего образца (образца из нижней части каркаса) в среднем в полтора раза больше, чем у верхнего образца (образца из верхней части каркаса). В частности, у нижнего образца, поврежденного сплошной коррозией, глубина коррозии изменялась от участка к участку в пределах от ~ 5 до ~ 60 мкм, а у верхнего образца, поврежденного местной коррозией (на рисунке 2.9,б, например, видны и участки с ржавчиной, и неповрежденные участки, покрытые зеленой краской), глубина коррозии в поврежденных участках изменялась в пределах от ~ 5 до ~ 40 мкм. Таким образом, средние значения глубин ржавления у нижнего и верхнего образцов составили соответственно ~ 30 и ~ 20 мкм.

Полученный положительный результат – очень небольшая глубина поверхностного коррозионного повреждения стальных деталей – был обеспечен тем, что поверхности контейнеров и каркаса перед установкой в приямок хранилища были окрашены. Слой краски не является идеальным защитным барьером от коррозии, но способен снизить ее интенсивность существенным образом.

На рисунках 2.9,а и 2.9,б можно видеть, что не только вертикальные поверхности сохраняются за счет окраски неповрежденными, но и значительная часть горизонтальных поверхностей (см. крышки контейнеров) остается без повреждений. Покраска плохо защитила только горизонтальную поверхность пола каркаса, контактирующую непосредственно с цементным дном приямка хранилища.

Таким образом, на основании полученных результатов и с учетом того важного факта, что имеющиеся коррозионные повреждения поверхностей топливных контейнеров и контейнерного каркаса не влияют значительным образом на их прочность и несущую способность, а следовательно, и на степень сохранности ядерных материалов, было сделано

заключение о возможности дальнейшего длительного нахождения отработавшего топлива в хранилище в прежних условиях.

2.2.3 Радиационная обстановка в хранилище и на прилегающей территории

В ходе выполненного в 2012 году обследования было зафиксировано вполне удовлетворительное радиологическое состояние хранилища и прилегающей к нему территории [6-8]. Измерениями плотностей потоков β -частиц за пределами технологического здания, перед входом в здание, в тамбуре входа, в коридорах здания и во всех его помещениях (рисунок 2.13) вплоть до тамбура перед дверью помещения хранилища было установлено отсутствие заметного выноса радиоактивных продуктов за пределы хранилища.

Невысокая загрязненность помещения хранилища и отсутствие заметного выноса радиоактивных продуктов за его пределы вполне объяснимы. Во-первых, конструкция контейнеров с топливом и в приемке, и в загрузочной шахте является полугерметичной, что практически полностью исключает вынос продуктов из таких закрытых и опломбированных емкостей. Во-вторых, случаи вскрытия этих контейнеров, то есть такие состояния хранения, когда вероятность выноса продуктов наиболее высока, в практике хранилища были чрезвычайно редкими. Так, контейнеры-бочки в загрузочной шахте хранилища ни разу не вскрывались за все 47 лет хранения, а из восьми контейнеров в приемке хранилища вскрывались только два контейнера: четыре

раза вскрывался контейнер М-204 и один раз вскрывался контейнер М-206. Здесь уместно отметить, что при ежегодной инструментальной проверке наличия обученного топлива в приемке и в загрузочной шахте инспекторы МАГАТЭ вскрытий контейнеров не производят.

В результате радиологического обследования состояния хранилища отработавшего топлива реактора ИГР и прилегающей к нему территории было установлено вполне удовлетворительное радиологическое состояние хранилища (отсутствие заметного выноса радиоактивных продуктов за пределы хранилища и отсутствие опасности переоблучения персонала комплекса КИР ИГР, работающего в помещениях рядом с хранили-



Рисунок 2.13. Обследование радиационного состояния хранилища

щем). Полученный положительный результат обследования хранилища полностью подтвердил тот факт, что и условия хранения топлива, и условия эксплуатации хранилища, и осуществляемый соответствующими подразделениями Филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК контроль радиационной обстановки в хранилище и на прилегающей к нему территории действительно гарантируют приемлемое радиоэкологическое состояние этого радиационно-опасного объекта.

2.3 Опыт транспортировки и хранения ОЯТ реактора БН-350

Непосредственной транспортировке и последующему хранению отработавшего ядерного топлива реактора БН-350 предшествовал большой объем исследовательских, организационных, проектных, конструкторских и строительно-монтажных работ. Основанием для начала работ послужило Постановление Правительства Республики Казахстан от 22 апреля 1999 года № 456 «О выводе из эксплуатации реактора БН – 350 в г. Актау Мангистауской области». В соответствии с Постановлением реактор БН-350 должен быть приведен в состояние безопасного хранения на срок 50 лет с последующим демонтажем и захоронением.

Один из основных критериев приведения реактора в безопасное состояние – выгрузка ядерного топлива из реактора и безопасное размещение его на долговременное хранение вне реакторной установки в специально построенном хранилище.

В 1997 году Министерство энергетики США и Министерство науки – Академия наук Республики Казахстан заключили Исполнительный Договор «Относительно долговременного размещения ядерных материалов БН-350». Исполнительное Соглашение предусматривало совместное выполнение работ по упаковке отработавшего ядерного топлива и его транспортировку к месту долговременного хранения (до 50-ти лет) в надежном хранилище. Договор логически «замкнул» систему международных соглашений, которая позволила Республике Казахстан и США приступить к практической фазе реализации «Топливного Проекта».

В 1999 году ректор БН-350 был остановлен, и начались работы по выводу из эксплуатации. Безопасность отработавшего ядерного топлива, использованного в реакторе, является неотъемлемой частью утвержденного госорганами РК проекта по выводу из эксплуатации установки БН-350. В соответствии с принципами нераспространения и сокращения количества «ядерных площадок» в качестве места долговременного хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реактора БН-350 решением Республики Казахстан был определен комплекс исследовательских реакторов (КИР) «Байкал-1» Института атомной энергии Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр» Республики Казахстан.

Процесс обращения с отработавшим ядерным топливом состоял из двух этапов.

Первый этап был реализован в период с декабря 1998 года по июнь 2001 года, это работы по упаковке отработавших тепловыделяющих сборов в специальные герметичные шести и четырехместные чехлы. В результате все топливо было упаковано в 479 чехлов.

Правительством РК было принято решение о самостоятельной транспортировке индивидуальных стальных чехлов с ОЯТ и хранении их под землей в шахтах со стальными стенками. Специалисты РК успешно завершили технико-экономические исследования (ТЭИ) этого подхода. В конце 2001 года Правительство США сообщило Правительству РК, что США сделает предложение по использованию альтернативного подхода. В начале февраля 2002 года такое предложение было направлено. Было предложено использовать для транспортировки семи- или восьми-местные (7 или 8 чехлов в одном контейнере) металобетонные контейнеры (МБК) двойного назначения, которые в дальнейшем помещаются на площадку для долговременного хранения. Правительство США также предложило осуществить финансирование проекта по использованию транспортного упаковочного контейнера (ТУК) МБК БН-350, исключая расходы на железнодорожную транспортировку.

В конце мая 2002 Посол Линтон Брукс, Исполняющий Обязанности Администратора Национальной Администрации Ядерной Безопасности при Департаменте Энергетики США встретился с Владимиром Школьниковым, Министром Энергетики и Природных Ресурсов РК в Астане для обсуждения проекта по обращению с топливом БН-350. Министр В. Школьников отметил, что для принятия решения Правительству Казахстана необходимо получить соответствующую информацию, и в связи с этим предложил провести совместное технико-экономическое исследование (ТЭИ) по определению возможности использования ТУК МБК.

В конце 2002 года было завершено Совместное Техничко-Экономическое Исследование РК/США «Использование контейнеров двойного назначения для транспортировки и хранения отработавшего топлива реактора БН-350». В результате исследований было определено – ТУК МБК может быть использован для транспортировки и длительного хранения ОЯТ БН-350. Применение ТУК МБК не представляет никаких рисков в области безопасности, технологии, экологии и продолжительности выполнения. Финансовый риск Казахстана невелик, и Американская сторона согласилась, что проект может быть реализован в рамках существующего и планируемого финансирования Правительства США.

Второй этап – размещение чехлов с отработавшим топливом реакторной установки БН-350 на долговременное хранение в металобетонные контейнеры двойного назначения, используемые и в качестве основы транспортного упаковочного комплекта, и в качестве упаковочного комплекта для хранения, был реализован в 2009 – 2010 годах.

Еще одним этапом являлся так называемый промежуточный. Это временное хранение в упаковочных комплектах ТУК МБК отработавшего топлива на специальной открытой площадке МАЭК-Казатомпром до его отправки на долговременное хранение.

Изготовление упаковочного комплекта ТУК МБК (в соответствии с проектом ТУК-123) было выполнено согласно проекту, разработанному

ОАО «Конструкторское бюро специального машиностроения» в соответствии с правилами и нормами в области использования атомной энергии и рекомендациями МАГАТЭ (рисунок 2.14).

В состав ТУК-123 входит непосредственно упаковочный комплект хранения (УКХ)-123, предназначенный для временного и долговременного (50 лет) хранения 8 чехлов с ОЯТ на площадках специально построенных хранилищ, защитно-демпфирующий кожух (ЗДК), предназначенный для обеспечения снижения механических нагрузок, действующих на УКХ в аварийных условиях при перевозке до уровня, обеспечивающего сохранность герметичности и радиационно-защитных свойств УКХ-123. ЗДК использовался только при транспортировке.

Кроме того, для возможности реализации Топливного Проекта были разработаны:

- проект площадки временного хранения ТУК – 123 на МАЭК (территория РУ-БН-350);
- проект железнодорожного транспортера ТМ4-3 грузоподъемностью 150 тонн;
- проект специального внутристанционного железнодорожного транспортера ТП 5-3, предназначенного для загрузки ТУК-123 на территории реакторной установки БН-350;
- проект козлового крана МГ 150/20т-26м А5 грузоподъемностью 150 тонн для площадок временного и долговременного хранения ОЯТ БН-350;



Рисунок 2.14. Упаковочный комплект хранения УКХ-123



Рисунок 2.15. Автомобильный транспортер с колесным трейлером

- проект козлового крана MG 150-10,5m A5 грузоподъемностью 150 тонн для площадки перегрузки, расположенной в городе Курчатов;
- проект площадки перегрузки в городе Курчатов;
- проект площадки долговременного контейнерного хранения ТУК-123 на КИР «Байкал-1»;
- проект колесных трейлеров грузоподъемностью 150 тонн;
- проекты траверсы кантования и перегрузки и другого вспомогательного оборудования и оснастки.

К концу 2008 года все проекты были разработаны, а к концу 2009 реализованы, кроме ТУК -123, изготовление которых было завершено во второй половине 2010 года. За это время были построены: три площадки с необходимым технологическим оснащением и соответствующим грузоподъемным оборудованием, разработаны, изготовлены и поставлены на МАЭК 61 контейнер и 5 защитно-демпфирующих кожухов, изготовлено и поставлено транспортное оборудование, оборудование специальной связи и охраны.

В августе 2008 г. в Китайской Народной Республике (КНР) были изготовлены 2 автопоезда, состоящие из: 2-х автомобильных седельных тягачей (мощность 480 л/с, тяговое усилие 40 тонн, экологический стандарт EURO-4) и 2-х колёсных трейлеров (грузоподъемность 150 тонн, 6 осей, 48 колес) (рисунок 2.15). В октябре 2008 г. автопоезда прошли испытания на полигоне завода-изготовителя и были приняты в эксплуатацию. С завода (КНР) до города Курчатова в РК автопоезда дошли своим ходом.



Рисунок 2.16. Железнодорожный транспортер ТМ 4-3

В апреле 2009 года транспортеры ТМ 4-3 и вагоны сопровождения были поставлены в Казахстан как груз на своих осях (рисунок 2.16). Разработка железнодорожных транспортеров для перевозки ТУК-123 была поручена Центральному конструкторскому бюро транспортного машиностроения (ЦКБ ТМ, г. Тверь, Россия), организации, которая занимается разработкой аналогичной техники для России. После изготовления все транспортеры ТМ 4-3 прошли приемочные испытания, а два из них были направлены на сертификационные испытания (с грузом и без груза). Испытания проводились на двух специализированных полигонах в России.

Козловые краны для площадок временного и долговременного хранения, а также для площадки перегрузки были изготовлены в КНР и поставлены в разобранном виде в 2009 году. Представители завода-изготовителя из КНР выполнили монтаж кранов на площадках и их испытания во второй половине 2009 года.

Все поставленное оборудование было сертифицировано, испытано, поставлено на учет в надзорных органах РК, затем построенные объекты



Рисунок 2.17. Площадка перегрузки в городе Курчатове



Рисунок 2.18. Площадка долговременного контейнерного хранения на КИР «Байкал-1»

были приняты государственными приемочными комиссиями к декабрю 2009 года (рисунки 2.17 и 2.18).

В 2009 году были проведены совещания с представителями различных министерств и ведомств Республики Казахстан, по результатам которых были разработаны, согласованы и утверждены документы по взаимодействию при выполнении технологических операций, обеспечению безопасности при транспортировках и хранении, взаимодействию при ликвидации аварийных ситуаций. Исполнителями работ были получены соответствующие лицензии и разрешения.

Непосредственно все работы по обращению с ОЯТ проводились на основании разработанных программ и методик после проведения тщательного анализа и расчетов, согласований и экспертиз. В них были разработаны регламентирующие условия, порядок и режимы выполнения технологических операций при погрузо-разгрузочных операциях, транспортировке и хранении отработавшего топлива, порядок взаимодействия в штатных и чрезвычайных ситуациях. Были проведены обучения, стажировки и аттестации персонала, обслуживающего транспорт, системы и технологическое оборудование площадок.

Перевозка ОЯТ осуществлялась по утвержденной регулятором – Комитетом по атомной энергетике МИНТ Республики Казахстан (КАЭ МИНТ РК) «Программе транспортировки». Программой предусматривались порядок и взаимодействие на всех этапах транспортировки от площадки временного хранения на МАЭК до долговременного контейнерного хранилища на КИР «Байкал-1»: были определены станции замены локомотивов и локомотивных бригад, пункты заправки вагонов сопровождения водой и топливом, связь и взаимодействие участников – все это было отработано в процессе «холодного прогона» – комплексной проверки транспортно-технологической схемы, которая была проведена в декабре 2009 года.

Успешное создание инфраструктуры, необходимых организационных и руководящих документов позволило в январе 2010 года приступить к собственно перевозке ТУК-123 с ОЯТ.

Сформированный состав прибывал на МАЭК, персонал реакторной установки БН-350 производил сборку 5-ти предварительно загруженных

чехлами ТУК-123 (на контейнеры УКХ-123 с ОЯТ одевался защитно-демпфирующий кожух), затем поочередно каждый из 5-ти транспортеров подавался на площадку временного хранения, где на него грузили ТУК-123 с ОЯТ (рисунок 2.19).

После загрузки ТУК-123 железнодорожный состав, состоящий из пяти транспортеров ТМ4-3 и двух вагонов сопровождения, двигался по специально разработанному маршруту

По прибытии в г. Курчатов железнодорожный состав размещался на охраняемой территории площадки перегрузки г. Курчатова. Поочередно транспортер ТМ4-3 с ТУК -123 при помощи маневрового тепловоза устанавливался под козловой кран, параллельно транспортеру размещался автомобильный трейлер, подлежащий загрузке. Козловым краном с применением специальной траверсы производилось перегрузка ТУК-123 с железнодорожного транспортера на автомобильный трейлер.

Перед началом автомобильной транспортировки силы МВД перекрывали движение автомобильного транспорта по дороге между площадкой перегрузки и площадкой долговременного контейнерного хранения ТУК-123. Кроме того, в холодное время года при обледенении дорожного покрытия проводилась подсыпка песка на криволинейных участках и подъемах дороги. По достижению готовности служб, обеспечивавших безопасность транспортировки, автомобильная колонна начинала движение в сопрово-



Рисунок 2.19. Погрузка ТУК-123 на ж/д транспортер ТМ 4-3 с помощью козлового крана на площадке временного хранения (ТОО «МАЭК-Казатомпром»)



Рисунок 2.20. Перевозка ТУК -123 автомобильным транспортом



Рисунок 2.21. Снятие ТУК-123 с трейлера с применением специальной траверсы

ждении технической бригады и сил охраны. Средняя скорость движения груженого трейлера не превышала 20 км/час (рисунок 2.20).

По прибытии на КИР «Бйкал-1» автомобиль въезжал на территорию долговременного контейнерного хранилища под козловой кран, после чего на ТУК-123 устанавливалась специальная траверса. Козловым краном снимали ТУК-123 с трейлера и при помощи траверсы переводили в вертикальное положение (рисунок 2.21).

После снятия ЗДК контейнер (УКХ-123) размещался на площадке хранения, затем инспекторы МАГАТЭ устанавливали пломбы.

Перевозка ОЯТ была выполнена согласно Графику: 10 ноября 2010 года последний 12-й состав с ОЯТ прибыл на площадку перегрузки, а 15 ноября последний 60-й контейнер с ОЯТ был поставлен на долговременное хранение.

Радиационный контроль, проводимый на этапах транспортировки, перегрузки и после размещения на хранение, показал, что радиоактивное загрязнение наружной поверхности контейнеров значительно ниже допустимого нормами, а мощность эквивалентной дозы на поверхности контейнеров не превышает установленной проектом величины, что подтверждают высокие эксплуатационные характеристики УКХ-123 по весьма важным для безопасности персонала показателям.

Все работы по транспортировке, размещению на хранение производились под непосредственным контролем инспекторов МАГАТЭ.

Таким образом, реализация данного проекта позволила перевести реактор БН-350 в ядерно-безопасное состояние, на практике были подтверждены возможности использования двухцелевого металлобетонного контейнера для хранения и перевозки ОЯТ реактора БН-350, а также перевозки тяжелых грузов по казахстанским железным и автомобильным дорогам после создания соответствующей инфраструктуры. Республика Казахстан выполнила все обязательства по самой важной части Проекта вывода реактора БН-350 из эксплуатации.

Проект осуществлен на многосторонней основе: финансирование и техническую поддержку оказали Соединенные Штаты Америки – Министерство энергетики США, Государственный департамент США, Сер-

висный центр Национальной администрации по ядерной безопасности Министерства энергетики США, гарантии нераспространения и контроль – МАГАТЭ, с казахстанской стороны – Министерство индустрии и новых технологий РК, Комитет по атомной энергетике МИНТ РК, Национальный ядерный центр РК, Институт атомной энергии НЯЦ РК, АО «НАК «Казатомпром», ТОО «МАЭК-Казатомпром», КАТЭП (Казахстан), Корпорация «Белкамит» (Казахстан), с российской стороны – ОАО «Конструкторское бюро специального машиностроения», Центральное конструкторское бюро транспортного машиностроения (ЦКБ ТМ, г. Тверь, Россия) «ПО «Севмаш», ЗАО «Энерготекс», Российский федеральный ядерный центр.

Реализация Топливного Проекта явилась ярким примером, демонстрирующим всему миру возможный путь к ядерному разоружению и реальную поддержку Республикой Казахстан принципов политики нераспространения.

2.4 Центр транспортного контроля перевозок радиоактивных материалов

Центр транспортного контроля (ЦТК) является одним из основных компонентов процесса обеспечения физической ядерной безопасности при транспортировке ядерных и других радиоактивных материалов.

Физическая ядерная безопасность (ФЯБ) – новый аспект в современном ядерном мире, новое понятие и новое восприятие безопасности как таковой. В чем же принципиальное отличие ФЯБ от ядерной безопасности (ЯБ)? Говоря простым понятным языком, ЯБ – это комплекс организационно-технических мероприятий по защите людей от ядерных и других радиоактивных материалов (ЯМ и РМ). Говоря же о ФЯБ – подразумевается защита материала от людей. Другими словами, ФЯБ – это состояние единой системы организационных и технических мер, направленных на предотвращение, обнаружение и (или) реагирование на факты хищения, диверсии, несанкционированного доступа, незаконной передачи, обращения или другие противоправные действия в отношении объектов использования атомной энергии и (или) эксплуатирующей организации.

Организовывая и реализуя мероприятия по физической ядерной безопасности, необходимо понимать и осознавать последствия беспечности и отсутствия элементарных аспектов безопасности при транспортировке. Важность обеспечения безопасности транспортных перевозок ядерных и других радиоактивных материалов вызвана наличием суровых реалий современного мира в осуществлении следующих потенциальных угроз:

- Ядерный и радиационный терроризм:
 - несанкционированное изъятие с целью изготовления самодельных взрывных устройств;
 - несанкционированное изъятие с целью рассеивания;
 - диверсия в отношении радиоактивных материалов;
- Преступная мотивация.
- Политические взгляды.
- Религиозный экстремизм.
- Саботаж, демонстрация.

Ядерный терроризм является одномоментной террористической атакой, когда в большинстве случаев поражение достигается взрывом. Выделяют несколько его возможных разновидностей:

- рассеивание радиоактивного материала с помощью обычных взрывчатых веществ;
- хищение или приобретение делящихся материалов с целью создания ядерного взрывного устройства;
- нападение или диверсия на ядерных энергетических установках (АЭС);
- захват полноценного ядерного оружия.

Радиационный терроризм в наши дни более вероятен, так как он требует меньших финансовых затрат, может осуществляться минимальной террористической группой людей, часто не требует специальных средств доставки. Терроризм в целом как явление политической и социальной борьбы из внутренней проблемы отдельных государств всё больше преращается в серьезный международный фактор.

Отмечается расширение масштаба деятельности различных экстремистских и религиозных группировок, рассматривающих террор как мощное средство для достижения своих целей. Стоит отметить, что ядерный терроризм в современном мире существует лишь гипотетически. Тем не менее, попытки заполучить ядерное оружие с целью шантажа властей уже были. Первый случай такого рода произошел в 1961 г., когда группа правых французских генералов, не согласных с политикой де Голля, намеревалась захватить ядерный боезаряд, находившийся на испытательном полигоне в Сахаре, чтобы предъявить ультиматум правительству страны. К счастью, угроза намерения незаконного захвата не была осуществлена в связи с ускоренным проведением испытаний. За последние 20 лет в Европе и в США произошло около 150 инцидентов с повышением уровня ядерной и радиационной угрозы (взрывы в районе расположения ядерных объектов, попытки проникновения на них, похищения и убийства сотрудников сил охраны, ученых-ядерщиков, кражи и контрабанда различных ядерных материалов и т.п.).

Основными целями государственного режима ФЯБ являются:

- обеспечение защиты ЯМ и РМ от хищения или иного незаконного захвата;
- обеспечение осуществления оперативных и комплексных мер по обнаружению и в надлежащих случаях возвращению пропавших или похищенных ЯМ и РМ;
- обеспечение защиты ЯМ и ЯУ от диверсии;
- смягчение или сведение к минимуму радиологических последствий диверсии.

Данные цели достигаются путем применения мер физической защиты:

- в случаях предотвращения и обнаружении: комплекс инженерно-технических средств защиты;
- для обеспечения реагирования: наличие сил охраны и реагирования.

Ключевая роль обеспечения безопасности транспортных перевозок ядерных и других радиоактивных материалов определена необходимостью принятия организационно-технических мер, обеспечивающих предотвращение несанкционированного изъятия ЯМ и РМ и диверсии в отношении транспорта с ЯМ и РМ.

Кроме практической целесообразности, необходимость принятия мер регламентирована требованиями законодательства Республики Казахстан и рекомендациями Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) в области обеспечения физической защиты при транспортировке ядерных и других материалов.

Центр транспортного контроля позволяет повысить уровень безопасности транспортных перевозок ядерных и других радиоактивных материалов, а также обеспечивает выполнение определенных требований нормативно-правовых актов Республики Казахстан в области безопасности транспортировок ядерных и других радиоактивных материалов.

Центр транспортного контроля может обеспечить выполнение следующих мероприятий:

- обеспечение спутникового мониторинга и контроля транспортных перевозок ядерных и других радиоактивных материалов;
- оказание помощи в разработке организационно-распорядительных и эксплуатационных документов по обеспечению безопасности транспортных перевозок ядерных и других радиоактивных материалов, анализ маршрутов движения и потенциальных угроз на различных участках маршрута;
- обеспечение радиосвязи в транспортной колонне.

В рамках энергетического партнерства Республики Казахстан, Соединенных Штатов Америки и Великобритании на базе Филиала «Институт атомной энергии» Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр РК» в 2015 г. был создан первый и единственный на текущий момент не только на территории Республики Казахстан, но и во всем Центрально-Азиатском регионе, Центр транспортного контроля.

Основная задача ЦТК – обеспечение безопасности транспортировки ядерных и других радиоактивных материалов. Деятельность ЦТК регулируется государственной лицензией на подвид деятельности «Обеспечение физической защиты при перевозке ядерных материалов и радиоактивных веществ».

Актуальностью создания такого Центра явилась необходимость в контроле и мониторинге транспортных перевозок ядерных и других радиоактивных материалов, централизация оперативного взаимодействия и сокращение времени реагирования на инциденты, связанные с физической ядерной безопасностью, контроль и предотвращение незаконного оборота ядерных и других радиоактивных материалов.

Церемония открытия Центра была проведена 14 сентября 2015 года при участии представителей Комитета атомного и энергетического надзора и контроля Министерства энергетики Республики Казахстан (КАЭНК МЭ США), Министерства энергетики США, Оакриджской национальной лаборатории США, Объединения юридических лиц «Научно-технический центр. Безопасность ядерных технологий» Республики Казахстан, а также филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК – основного разработчика проекта и его непосредственного исполнителя.

Координаторами создания ЦТК являются: Комитет атомного и энергетического надзора и контроля Министерства Энергетики РК, Офис гло-

бальной безопасности материалов Министерства Энергетики США и Национальная администрация по ядерной безопасности США, Программа по снижению глобальной угрозы Министерства энергетики и изменения климата Великобритании, Объединение юридических лиц «Научно-технический центр безопасности ядерных технологий РК» (ОЮЛ НТЦ БЯТ).

Началом проведения работ по созданию Центра явилось базовое соглашение между ОЮЛ НТЦ БЯТ и Оакриджской Национальной лабораторией США.

Субподрядчиком Программы – ОЮЛ НТЦ БЯТ – в 2014 г. с РГП НЯЦ РК был заключен Договор «О проектировании, создании и техническом обслуживании Центра транспортного контроля в РГП НЯЦ РК», в соответствии с:

- Соглашением между США и РК «Относительно уничтожения шахтных пусковых установок межконтинентальных баллистических ракет, ликвидации последствий аварийных ситуаций и предотвращения распространения ядерного оружия», подписанным 13.12.1993 г.;
- Законом РК № 328-II от 03.06.2002 г. «О ратификации соглашения между США и РК «Относительно уничтожения шахтных пусковых установок межконтинентальных баллистических ракет, ликвидации последствий аварийных ситуаций и предотвращения распространения ядерного оружия», подписанным 13.12.1993 г.;
- Соглашением между Министерством обороны США и Министерством обороны РК «Относительно контроля учёта и физической защиты ядерных материалов с целью предотвращения распространения ядерных материалов», подписанным 13.12.1993 г.; ратифицированным Парламентом РК, Указ о ратификации №328-11 ЗРК от 03.06.2002 г.;
- Базовым соглашением между ОЮЛ НТЦ БЯТ и Окриджской Национальной Лабораторией США ВОА 4200000451 ТО NTSC-03.

Для реализации договора филиалом ИАЭ в 2015 году в короткие сроки были проведены работы по проектированию, ремонту и дооснащению помещений, монтажу, наладке и вводу в эксплуатацию оборудования ЦТК.

Посредством установленного на транспорте оборудования (спутниковый мониторинг и системы физической защиты), при помощи сигналов, поступающих от группировок спутников GPS и Глонасс, позиционируется точное месторасположение транспорта с грузом. Кроме того, состояние систем защиты (датчики охраны, тревожная кнопка), речевая двусторонняя связь и координаты передаются через алгоритмы шифрования по сети мобильного оператора, посредством защищенной интернет сети.

Все данные, полученные Центром транспортного контроля, дешифруются, обрабатываются, архивируются и анализируются оператором.

Таким образом, возможности ЦТК представляют собой 3 основные базовые составляющие, определяющие и характеризующие предоставляемые услуги:

- 1) МОНИТОРИНГ – процесс непрерывного, автоматизированного сбора информации;
- 2) КОНТРОЛЬ – процесс фактического состояния транспортировки;
- 3) ОПЕРАТИВНОЕ РЕАГИРОВАНИЕ – процесс незамедлительного получения информации о фактах ЧС и передачи ее во взаимодействующие органы.

При обеспечении спутникового мониторинга и контроля, ЦТК выполняет дополнительно следующие работы:

- 1) проверку наличия и возможности интеграции установленного оборудования на транспортных средствах потенциального пользователя с системой спутникового мониторинга и контроля ЦТК;
- 2) установку на транспортном средстве, подключение и настройку оборудования спутникового мониторинга и физической защиты потенциального пользователя, проверку работоспособности;
- 3) оперативное дежурство персонала ЦТК на протяжении всего времени транспортировки;
- 4) обеспечение передачи данных с транспортных средств потенциальных пользователей посредством использования мобильной сети, с подключением SIM-карты потенциального пользователя (SIM-карта мобильного оператора) к корпоративной сети ЦТК;
- 5) архивирование событий по процессу транспортировки, с непосредственным формированием на сайте ЦТК, с ограничением доступа к такой информации.

Кроме вышесказанного, Центр транспортного контроля имеет возможность оказывать помощь потенциальному пользователю в разработке организационно-распорядительных и эксплуатационных документов, в соответствии с действующим законодательством Республики Казахстан:

- анализ и определение необходимого количества документов в зависимости от категории перевозимых ядерных и других радиоактивных материалов;
- разработка (при необходимости) Плана обеспечения физической ядерной безопасности при транспортировке;
- разработка Плана реагирования в чрезвычайных ситуациях;
- разработка Плана ликвидации чрезвычайных ситуаций;
- разработка Технологического регламента этапов транспортировки;
- разработка аналитического заключения маршрута движения транспорта;
- разработка План-графика технического обслуживания установленного на транспорте потенциального пользователя оборудования спутникового мониторинга и физической защиты;



Рисунок 2.22. Специальный автомобильный транспорт для перевозки ЯМ и РВ

- разработка методических рекомендаций по эксплуатации оборудования спутникового оборудования и физической защиты;
- анализ процесса транспортировки с выводом рекомендаций.

Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК предоставляет услуги по транспортировке ЯМ и РВ специальным автомобильным транспортом (рисунок 2.22) по всей территории Республики Казахстан с обеспечением сопровождения перевозок Центром транспортного контроля. Эксплуатация ЦТК специальных автомобилей осуществляется обученным, аттестованным персоналом в соответствии с имеющимися лицензиями и в строгом соответствии с законодательством РК.

В Казахстане создана эффективная государственная система физической ядерной безопасности ядерных установок, ЯМ и РВ. Политика государства в вопросах нераспространения ядерного оружия, защиты ЯМ от злоумышленных действий и мирного использования атомной энергии остается сбалансированной, последовательной и ответственной.

2.5 Вывоз высокообогащенного топлива реакторов РГП НЯЦ РК

На территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона, как известно, расположены два комплекса исследовательских реакторов ИАЭ НЯЦ РК – КИР ИГР и КИР «Байкал-1» с реакторами ИГР, ИВГ.1 (ИВГ.1М) и ИРГИТ (РА). Комплексы были созданы в шестидесятые-семидесятые годы прошлого века для проведения испытаний по программам разработки космических ядерных ракетных двигателей (ЯРД) и космических ядерных энерго-двигательных установок (ЯЭДУ).

Многолетние испытания в исследовательских реакторах ИГР, ИВГ.1, ИРГИТ и РА по отработке конструкции и материального состава твэлов и ТВС разрабатываемых реакторов ЯРД и ЯЭДУ начались в 1962 году проведением в петлевом устройстве реактора ИГР первой опытной серии испытаний модельных ТВС со стержневыми карбидными твэлами, содержащими уран 90-процентного обогащения по урану-235 [9]. Подобные испытания продолжались в реакторе ИГР до 1990 года включительно, а основные широкомасштабные испытания твэлов и ТВС реакторов ЯРД и ЯЭДУ были выполнены в реакторах ИВГ.1, ИРГИТ и РА с марта 1975 года по октябрь 1997 год (в реакторе ИВГ.1 были испытаны четыре опытные активные зоны, в реакторе ИРГИТ – три, в реакторе РА – одна). Поэтому к концу девяностых годов в ИАЭ НЯЦ РК накопилось значительное количество ядерных материалов в виде изготовленного в России в ГосНИИ НПО «Луч» высокообогащенного топлива реакторов ЯРД и ЯЭДУ (приводимые в настоящем разделе названия организаций соответствуют их названиям в 1995-1998 годах).

После присоединения в 1993 году Республики Казахстан как неядерного государства к Договору о нераспространении ядерного оружия началась подготовка реакторных комплексов к постановке под гарантии МАГАТЭ. При этом возникли определенные проблемы, связанные с наличием на реакторных комплексах ИАЭ НЯЦ РК ядерных материалов Российской Федерации. Для разрешения этих проблем, а также с целью обеспечения безопасной

эксплуатации реакторных комплексов и проведения на них научных исследований соответствующими ведомствами Казахстана и России, по согласованию с МАГАТЭ были приняты решения о передаче части российских ядерных материалов казахстанской стороне (топливо активных зон реакторов ИГР и ИВГ.1М) и вывозе остальных российских ядерных материалов на предприятия Минатома России.

В связи с этим, в 1995 году были начаты подготовительные работы по вывозу высокообогащенного топлива реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА в Россию, а в 1996-1998 годах все российские ядерные материалы были перевезены на предприятия Минатома России. Таким образом, в течение примерно трех с половиной лет были полностью решены следующие основные задачи, связанные с выполнением столь ответственных работ:

1. Подготовка находящихся в ИАЭ НЯЦ РК российских ядерных материалов к транспортировке.
2. Обеспечение учета и контроля находящихся в ИАЭ НЯЦ РК российских ядерных материалов.
3. Оформление разрешительной документации на перемещение ядерных материалов.
4. Транспортировка ядерных материалов из ИАЭ НЯЦ РК на предприятия Минатома Российской Федерации.
5. Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при работах с ядерными материалами.
6. Обеспечение физической защиты российских ядерных материалов.

Организация работ

Работы были выполнены кооперацией различных организаций Казахстана и России, основными из которых являлись:

Институт атомной энергии НЯЦ РК (г. Курчатов), который отвечал за подготовку ядерных материалов (ЯМ) к транспортировке, оформление разрешительной, учетной и сопроводительной документации, обеспечение ядерной и радиационной безопасности при работах с ЯМ, обеспечение учета, контроля и физической защиты ЯМ.

Государственный НИИ НПО «Луч» (г. Подольск), который был ответственным за разработку технологии разделки экспериментальных изделий с ЯМ, прием и хранение необлученных ЯМ, обеспечение ядерной и радиационной безопасности ЯМ при хранении, обеспечение учета, контроля и физической защиты ЯМ.

Российский федеральный ядерный центр ВНИИТФ (г. Снежинск), который отвечал за транспортировку ЯМ, оформление разрешительной документации на транспортировку, обеспечение ядерной и радиационной безопасности, а также обеспечение физической защиты ЯМ при транспортировке.

Свердловский филиал НИКИЭТ (г. Заречный), который нес ответственность за прием и хранение облученных ЯМ, обеспечение ядерной и радиационной безопасности ЯМ при хранении, обеспечение учета, контроля и физической защиты ЯМ.

Общее руководство всеми работами осуществлялось Национальным ядерным центром Республики Казахстан с казахстанской стороны и Департаментом разработки и проектирования атомных реакторов и лазерных установок Минатома России – с российской стороны.

Взаимодействие участвовавших в выполнении работ организаций с МАГАТЭ осуществлялось под руководством Агентства по атомной энергии Республики Казахстан и Департамента международных связей Минатома России.

Подготовка находящихся в ИАЭ НЯЦ РК российских ЯМ к транспортировке

После официальной передачи Казахстану части высокообогащенных облученных и необлученных ЯМ российские ядерные материалы были размещены в отдельном хранилище, а Казахстану было передано облученное топливо в тридцати технологических каналах ВОТК активной зоны реактора ИВГ.1М и необлученное топливо в трех свежих технологических каналах ВОТК этого реактора, облученные графитовые топливные блоки в активной зоне реактора ИГР, а также свежие и отработавшие графитовые топливные блоки этого реактора. Основное количество подлежащих вывозу российских ЯМ содержалось в облученных и необлученных ТВС исследовательских реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА. В связи с этим предстояло разделить 221 облученную тепловыделяющую сборку и 64 необлученных, извлечь из них и упаковать в транспортные пеналы облученные ЯМ в количестве 138 кг по урану-235 и необлученные ЯМ в количестве 44 кг по урану-235. Ниже перечислены основные работы, выполненные при подготовке российских ядерных материалов к транспортировке:

- разработка и согласование между предприятиями-соисполнителями план-графика работ;
- разработка и согласование конструкции транспортных пеналов с учетом технических характеристик применяемых при транспортировке транспортных контейнеров РФЯЦ ВНИИТФ и транспортно-перезагрузочного оборудования ИАЭ НЯЦ РК и СФ НИКИЭТ, используемого при работах с облученными ЯМ;
- определение и согласование норм загрузки транспортных пеналов ЯМ с учетом требований по обеспечению ядерной и радиационной безопасности при транспортировке и хранении;
- разработка и согласование технологии разделки экспериментальных изделий и извлечения из них ЯМ;
- изготовление транспортных пеналов и необходимой технологической оснастки;
- выгрузка активной зоны реактора РА;
- разделка экспериментальных изделий (технологических каналов, ресурсных ампул и др.), извлечение ЯМ и упаковка их в транспортные пеналы;
- разработка и согласование технологического процесса загрузки пеналов с ЯМ в транспортные контейнеры;
- загрузка пеналов с ЯМ в транспортные контейнеры, погрузка контейнеров на спецавтомобили;
- разработка учетной и сопроводительной документации.

Все вышеперечисленные работы были выполнены в основном в ИАЭ НЯЦ РК в период с 1995 года по 1998 год. При этом наиболее трудоемкими оказались радиационно-опасные работы по разделке экспериментальных изделий, извлечению ядерных материалов и упаковке их в транспортные пеналы, то есть работы, которые можно было выполнить

только в условиях радиационно-защитной камеры (РЗК), причем скорость выполнения этих работ полностью лимитировалась особенностями конструкции РЗК.

Извлечение облученных ЯМ из ТВС технологических каналов и ресурсных ампул

Выполнение работ по разделке технологических каналов и ресурсных ампул реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА и извлечению облученных ядерных материалов из ТВС этих каналов и ампул для последующей упаковки извлеченных ЯМ в транспортные пеналы использовалась в РЗК комплекса КИР «Байкал-1». Эта горячая камера, изначально предназначенная для периодического контроля за состоянием облученных технологических каналов реакторов КИР «Байкал-1» (и проведения материаловедческих исследований с радиоактивными и облученными материалами), позволяла выполнять любые разделочные операции с технологическими каналами и ресурсными ампулами, но с относительно невысокой скоростью. Последнее связано с тем, что РЗК КИР «Байкал-1» имела единственный радиационно-защитный бокс, в который можно было загрузить только один разделяемый объект, последовательно выполнить все требуемые операции по его разделке, извлечению ядерных материалов и их упаковке в транспортный пенал, после чего необходимо было выгрузить остатки разделанного объекта из радиационно-защитного бокса и загрузить в него следующий объект, подлежащий разделке. Таким образом, скорость выполнения рассматриваемых работ в такой РЗК лимитировалась ис-



Рисунок 2.23. В пультовом помещении радиационно-защитной камеры КИР «Байкал-1»

ключительно скоростью выполнения этих работ оператором камеры (рисунки 2.23), хотя возможности, заложенные в конструкции РЗК и представленные ниже, являются вполне приемлемыми.

Действительно, внутренние размеры РЗК и вспомогательных вертикальных технологических шахт позволяют проводить операции с объектами длиной до 6 метров. Крышка вертикальной шахты находится в надкамерном помещении, в котором установлены перчаточные защитные боксы. Это расширяет сферу использования РЗК, так как небольшие детали с низкой радиоактивностью могут быть переданы по вертикальной шахте из горячей камеры в помещение с перчаточными защитными боксами для проведения операций, требующих ручного труда.

Стены РЗК выполнены из тяжелого бетона с плотностью от 2,3 до 4,2 т/м³ толщиной от 1,0 до 1,8 м. Смотровое окно для визуального контроля операций, производимых в РЗК, имеет кратность ослабления по γ -излучению не хуже 10⁷. Рабочее давление в горячей камере – ниже атмосферного. В РЗК имеется станок резки, зажимное и поворотное устройство, крышка горловины и копирующие манипуляторы модели М-22Н. Силовое электропитание оборудования осуществляется постоянным током от агрегата электропитания, размещенного в помещении ремонтной зоны РЗК. Устройства и механизмы управляются дистанционно из пультового помещения камеры.

Исполнительная часть станка резки, находящаяся внутри радиационно-защитного бокса камеры, позволяет дистанционно менять режущий инструмент (дисковые фрезы, абразивные круги с диаметром до 250 мм) и устанавливать плоскость режущего инструмента под любым углом к вертикальной оси. Исполнительная часть станка резки может перемещаться по высоте (400 мм), по радиусу (300 мм) и по углу (70°). Скорость вращения режущего инструмента переменная – от 16 до 250 об/мин, она может быть увеличена с помощью дополнительных приспособлений до 3000 об/мин.

Зажимное устройство представляет собой два ряда (по вертикали) асимметрично расположенных кулачков, удерживающих изделия вертикально и вращающих их вокруг вертикальной оси. При этом обеспечивается автоматическая подача изделия со скоростью от 2,14 до 267 мм/мин по длине окружности при проведении операций резки на диаметре до 170 мм. Зажимное устройство позволяет удерживать изделия диаметром от 45 до 180 мм и имеет ход по вертикали 1050 мм. Скорость вертикального перемещения дискретная: 8, 90, 250 и 1000 мм/мин. Допустимая нагрузка на зажимное устройство – 3 кН.

Рабочая часть поворотного устройства представляет собой круглую стальную плиту (поворотный стол), имеющую четыре отверстия для размещения контейнеров. Плита разделяет помещение радиационно-защитного бокса камеры и подкамерное помещение. Отверстия поворотного стола могут устанавливаться соосно с зажимным устройством. Скорость вращения поворотного стола дискретная: 0,008, 0,09 и 0,25 об/мин. Допустимая вертикальная нагрузка – не более 10 кН.

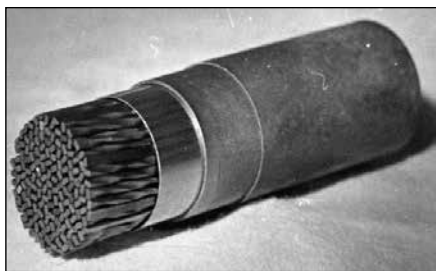
Крышка горловины РЗК разделяет помещение радиационно-защитного бокса камеры и надкамерное помещение. В крышке имеются

два люка с пробками (400 и 340 мм), закрываемыми дистанционно. Под большой и малой пробками смонтированы ленточные подъемники с грузоподъемностью 5 кН и 0,6 кН соответственно. Подъемник типа «стрела» позволяет перемещать груз в горизонтальной плоскости.

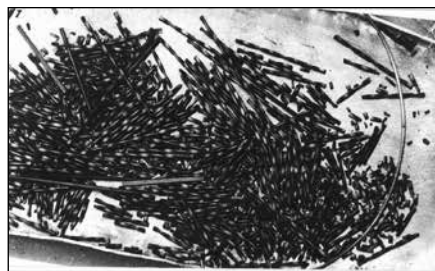
В надкамерном помещении установлена кран-балка грузоподъемностью 10 кН, позволяющая производить загрузку и выгрузку изделий с уровня пола горячей камеры. На потолке надкамерного помещения расположен люк диаметром 2200 мм, через который производится загрузка и выгрузка в горячую камеру контейнеров с радиоактивными объектами. Для повышения возможностей визуального контроля через смотровое окно за операциями, производимыми внутри радиационно-защитного бокса камеры, могут быть использованы оптический бинокляр с кратностью увеличения $\times 20$ и специальный фотоаппарат, приспособленный для фотографирования через смотровое окно.

Таким образом, из сказанного о конструкции РЗК КИР «Байкал-1» видна полная выполнимость проведения в ИАЭ НЯЦ РК работ по подготовке к транспортировке облученных российских ЯМ. Так как эти ЯМ, как известно [10], содержались в витых стержневых керамических твэлах ТВС технологических каналов реакторов ИВГ.1 и ИРГИТ и в таких же твэлах ТВС ресурсных ампул реактора РА, то в РЗК выполнялась практически одна и та же последовательность операций с каждой из 221 облученной ТВС. Суть этих операций в том, чтобы вырезать из разделяемого объекта участок, содержащий ТВС, составленную из нескольких нагревных секций (НС), продольным резом вспороть чехол ТВС и вытолкнуть из вспоротого чехла столб НС в теплоизоляционном пакете.

В дальнейшем возможны два варианта операций по извлечению твэлов. В случае целых твэлов (см., например, рисунок 2.24, а) из НС удаляются периферийные уплотнители, а твэлы сбрасываются в транспортный пенал. В случае сломанных твэлов (рисунок 2.24, б) фрагменты твэлов и уплотнителей выталкиваются на поддон, отбираются фрагменты твэлов и сбрасываются в пенал.



а)



б)

Рисунок 2.24. Целые твэлы (а) в нагревной секции ТВС технологического канала реактора ИРГИТ и сломанные твэлы (б) ТВС технологического канала реактора ИВГ.1 на поддоне поворотного стола

Обеспечение учета и контроля находящихся в ИАЭ НЯЦ РК российских ЯМ

Все работы по подготовке к отправке находящихся в ИАЭ НЯЦ РК российских ЯМ (проводимые по теме с условным обозначением «Канал») осуществлялись под контролем представителей ГосНИИ НПО «Луч», в том числе по учету отправляемых в Россию ядерных материалов.

После отправки очередной партии ЯМ на предприятия Минатома России в ИАЭ НЯЦ РК специально назначенной комиссией, в состав которой входили представители ГосНИИ НПО «Луч» и отдела учета и контроля ЯМ ИАЭ НЯЦ РК, проводилась физическая инвентаризация оставшихся ядерных материалов.

С целью содействия применению гарантий МАГАТЭ к казахстанским ЯМ при условии временного нахождения на реакторных комплексах не подлежащих контролю со стороны МАГАТЭ российских ЯМ представителями ААЭ РК, Минатома России и МАГАТЭ была разработана специальная процедура, позволяющая одновременно осуществлять гарантии МАГАТЭ к казахстанским ЯМ и проводить подготовку к вывозу российских ЯМ.

Представители Минатома России согласились с применением печатей МАГАТЭ (в дополнение к российским печатям) к местам хранения российских ЯМ. При необходимости вскрытия хранилищ с российскими ЯМ представитель ГосНИИ НПО «Луч» снимал печати по предварительному уведомлению МАГАТЭ.

Оформление разрешительной документации на перемещение ЯМ

Разрешительная документация на перемещение ЯМ оформлялась в соответствии с действующими законодательствами Казахстана и России.

С казахстанской стороны решение этой задачи было поручено ИАЭ НЯЦ РК, с российской – РФЯЦ ВНИИТФ. В качестве примера можно перечислить пункты процедуры получения разрешения на вывоз ЯМ из Казахстана в Россию:

Министерство науки – Академия наук Республики Казахстан обратилось в Правительство Республики Казахстан с просьбой дать указание заинтересованным ведомствам о подготовке лицензии на вывоз ЯМ.

Правительство Республики Казахстан дало указание Министерству экономики и торговли Республики Казахстан выдать лицензию в установленном порядке.

ИАЭ НЯЦ РК через Агентство по атомной энергии Республики Казахстан обратился в Министерство экономики и торговли Республики Казахстан с запросом о выдаче лицензии на вывоз ЯМ.

Министерство экономики и торговли Республики Казахстан выдало ИАЭ НЯЦ РК лицензию на вывоз ЯМ.

ИАЭ НЯЦ РК оформил грузовую таможенную декларацию на вывоз ЯМ, которую передал соответствующему учреждению казахстанской таможни при пересечении ЯМ таможенной границы Республики Казахстан.

Агентство по атомной энергии Республики Казахстан осуществляло контроль за вывозом ЯМ.

Основаниями для выполнения указанной процедуры являлись соответствующие соглашения между Министерством науки – Академией наук Республики Казахстан и Министерством Российской Федерации по атомной энергии, а также договор между ИАЭ НЯЦ РК – отправителем ЯМ и РФЯЦ ВНИИТФ – перевозчиком ЯМ.



Рисунок 2.25. Основные исполнители в момент завершения работ по теме «Канал-2» (июнь 1997 г.)



Рисунок 2.26. Основные исполнители в момент завершения работ по теме «Канал-3» (май 1998 г.)

Транспортировка ЯМ из ИАЭ НЯЦ РК на предприятия Мина- тома России

Транспортировка ядерных материалов осуществлялась автомобильным транспортом РФЯЦ ВНИИТФ, что позволило существенно удешевить перевозку по сравнению с железнодорожным транспортом, брать груз в хранилище ИАЭ НЯЦ РК и подвозить его непосредственно к хранилищу ЯМ в пункте назначения, исключив опасные перегрузки ЯМ на железнодорожных станциях. В 1996 году в хранилище ГосНИИ НПО «Луч» (г. Подольск) были вывезены [11] все подготовленные российские необлученные ядерные материалы, а в 1997-1998 годах в хранилище Свердловского филиала НИКИЭТ (г. Заречный) тремя партиями были вывезены все подготовленные российские облученные ядерные материалы. Основные исполнители работ по вывозу высокообогащенного топлива представлены на фотографиях (рисунки 2.25 и 2.26).

Обеспечение ядерной и радиационной безопасности при работах с ЯМ

При подготовке ядерных материалов к отправке из ИАЭ НЯЦ РК и приемке их на хранение в ГосНИИ НПО «Луч» (г. Подольск) и СФ НИКИЭТ (г. Заречный) ядерная и радиационная безопасность обеспечивалась применением соответствующего оборудования, соблюдением действующих норм и правил работы с ядерноопасными и радиоактивными материалами.

Для обоснования ядерной и радиационной безопасности при транспортировке ядерных материалов сотрудниками РФЯЦ ВНИИТФ был проведен выбор и сертификация транспортных контейнеров, рассмотрены и проанализированы различные штатные и аварийные ситуации, которые могут возникнуть при транспортировке, проведены расчеты, подтверждающие безопасность транспортировки.

Транспортировка ядерных материалов проводилась в соответствии с требованиями Агентства по атомной энергии Республики Казахстан и Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности.

Обеспечение физической защиты российских ЯМ

Физическая защита находящихся в ИАЭ НЯЦ РК российских ядерных материалов при их подготовке к отправке России обеспечивалась конструкцией хранилищ ЯМ, периметром защищенной зоны комплекса КИР «Байкал-1», системой контроля доступа и обнаружения в хранилищах ЯМ, соблюдением действующих в ИАЭ НЯЦ РК нормативных документов, а также подразделением войсковой части внутренних войск МВД РК.

Физическая защита ядерных материалов при транспортировке обеспечивалась конструкцией транспортных контейнеров, специальных бронеавтомобилей, в которых перевозились ЯМ, а также подразделением войсковой части внутренних войск МВД Российской Федерации.

Предварительно РФЯЦ ВНИИТФ совместно с войсковой частью внутренних войск МВД России, осуществлявшей охрану при перевозке, провели рекогносцировку, оформили документацию и ввели в эксплуатацию маршруты перевозки Курчатова – Подольск протяженностью

~3700 км и Курчатова – Заречный протяженностью ~1800 км. Была разработана и утверждена Комитетом национальной безопасности Республики Казахстан, Министерством внутренних дел Республики Казахстан и Таможенным комитетом Республики Казахстан специальная процедура, позволяющая воинскому подразделению России вступать на территорию Казахстана с оружием и военным снаряжением и выполнять боевую задачу по охране перевозимого груза. При транспортировке ядерных материалов было организовано взаимодействие подразделения войсковой части внутренних войск МВД России с компетентными органами Казахстана и России на местах по маршруту следования.

Таким образом, в результате выполненных мероприятий из Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан на предприятия Минатома России были вывезены все продекларированные Российской Федерацией ядерные материалы, содержащие 182 кг урана-235, что способствовало успешному применению гарантий МАГАТЭ к реакторным комплексам, расположенным на бывшем Семипалатинском испытательном полигоне. Организациями-участниками этих мероприятий накоплен опыт работ по перемещению высокообогащенных ядерных материалов, который может быть использован при конверсии ядерных объектов.

2.6 Оценка возможности конверсии реакторов РГП НЯЦ РК на низкообогащенный уран

Основной функцией исследовательских реакторов является предоставление максимального количества нейтронов, доступных для научных, промышленных, и медицинских приложений. Для этой цели в исследовательских реакторах, в которых нейтроны получают в процессе деления, должна быть максимально увеличена плотность делящихся ядер в топливе. Это может быть достигнуто при помощи двух различных способов:

- применения высокообогащенного урана (ВОУ), то есть урана с содержанием делящегося изотопа, урана-235, превышающего 20 %, но обычно большего 90 %, или
- применения высокой плотности урана в топливной матрице, которое позволяет использовать низкообогащенный уран (НОУ, содержание U-235 менее 20 %) для получения эквивалентной плотности делений.

Частично из-за технических ограничений, в 1950-х и 1960-х годах в основном использовался вариант ВОУ, причем связанный с распространением ядерного оружия риск учитывался, но, в конечном счете, недооценивался. Только в конце 1970-х годов началась разработка новых видов топлива для исследовательских реакторов, когда международная конференция по оценке ядерного топливного цикла (INFCE) рекомендовала конверсию исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо в качестве важной меры для увеличения устойчивости ядерного топливного цикла к распространению ядерного оружия [12].

Как в США, так и в СССР появилось понимание того, что поставки топлива для ИЯУ на основе высокообогащенного урана (ВОУ) в другие страны создает вполне определенные риски для режима нераспространения ядерного оружия, поскольку основное потребление ВОУ в гражданских целях осуществляется в этих реакторах [13]. По этой причине в обеих странах были инициированы программы по разработке и производству топлива для ИЯУ, поставленных за рубеж, в котором обогащение урана уменьшалось с 80-90 % до 20-36 %. Советская программа по уменьшению обогащения топлива для исследовательских реакторов была принята в начале 80-х годов [14]. Программой предусматривалось осуществить понижение обогащения топлива в два этапа: на первом этапе уменьшить обогащение до 36 %, а на втором – ниже 20 %. В 1993 между Россией и Соединенными Штатами началось сотрудничество по разработке низкообогащенного топлива для ИР, поставленных Россией (СССР) за рубеж. Это сотрудничество, осуществляемое в рамках программы «Перевод исследовательских и испытательных реакторов на топливо с пониженным обогащением», продолжается в настоящее время. В 1994 г. Минатомом РФ была введена в действие отраслевая программа «Создание твэлов и ТВС с топливом 20 %-го обогащения по урану-235 для активных зон исследовательских реакторов». Основной целью программы являлась разработка и организация производства ТВС для реакторов в третьих странах, построенных по советским проектам.

Реализация этого этапа заложила основы для выполнения межправительственного российско-американского соглашения «О сотрудничестве по ввозу в Российскую Федерацию ядерного топлива исследовательских реакторов, произведенного в Российской Федерации» (программа RRRFR). С заключением этого соглашения в мае 2004 г. программа конверсии исследовательских реакторов и возвращения свежего и отработанного высокообогащенного уранового топлива из третьих стран получила дополнительный импульс.

В 2010 году были инициированы работы по оценке перспектив конверсии российских ИР [15]. Одновременно была инициирована программа конверсии исследовательских реакторов ИВГ.1М и ИГР НЯЦ РК (программа М³ – бывшая программа RERTR).

Конечной целью выполняемых исследований является перевод исследовательских реакторов на технологии без использования высокообогащенного урана, что полностью отвечает требованиям пункта 5 «Внедрение механизмов стимулирования перехода коммерческого сектора к технологиям без использования высокообогащенного урана» поручений Президента РК Н. Назарбаева по итогам участия в Саммите по ядерной безопасности в г. Гаага (Нидерланды). На Саммите по ядерной безопасности в Вашингтоне, который состоялся в 2016 году, в совместном заявлении Президента Н. Назарбаева и Президента Б. Обамы высказано удовлетворение ходом выполнения программы конверсии реакторов РГП НЯЦ РК: «Стороны приветствуют неослабевающую приверженность Казахстана переводу реакторов ИВГ.1М и ИГР на топливо с НОУ тогда, когда приемлемое топливо с НОУ станет доступно, и передаче отработанного топлива с ВОУ с указанных исследовательских реакторов в Россию по завершении их конверсии».

2.6.1 Ход выполнения работ

Организационная структура проекта конверсии реакторов РГП НЯЦ РК

В настоящее время программа конверсии реализуется под контролем Департамента атомных и энергетических проектов Министерства энергетики Республики Казахстан, который уделяет большое внимание всестороннему продвижению работ по переводу исследовательских реакторов НЯЦ РК на топливо с пониженным обогащением урана.

Работы по конверсии реакторов РГП НЯЦ РК выполняются в рамках следующих базовых контрактов:

- основного контракта между РГП НЯЦ РК и Аргоннской национальной лабораторией (АНЛ), США, № OJ-30461 от 20 июля 2010 года;
- трехстороннего контракта на изготовление топлива с пониженным обогащением урана для реактора ИВГ.1М между РГП НЯЦ РК, ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» (Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский институт «ЛУЧ», Подольск, Московской обл.) и BATELLE ENERGY ALLIANCE, LLC, действующей в рамках контракта с правительством США, DOE, № DE-AC07 05 1 45 1 7, № 00128997 от 13 июня 2013 года);
- трехстороннего контракта на изготовление образцов топлива с пониженным обогащением урана для реактора ИГР между РГП НЯЦ РК, ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» и BATELLE ENERGY ALLIANCE, LLC, № 00129076 от 14 февраля 2013 года.

Впоследствии указанные трехсторонние контракты были модифицированы дополнительными Изменениями, отразившими требования НЯЦ РК по изменению состава и содержания статей базовых контрактов: к контракту № 00128997 (реактор ИВГ.1М):

- Изменение № 1 от 08.07.2013 г. (отражают требования НЯЦ РК по модифицированию состава и содержания статей базового контракта);
- Изменение № 2 от 16.12.2013 г. (отражает изменения наименования и адреса Пользователя – замена ИАЭ на НЯЦ);
- Изменение № 3 от 29.12.2014 г. (закрепляет в составе контракта статью о финансировании мероприятий Пользователя (НЯЦ) по транспортировке экспериментальных образцов топлива с пониженным обогащением);
- Изменение № 4 от 14.04.2014 г. (определяет изменение порядка поставки одиночных твэлов – из числа общей партии одиночных твэлов, равной 270 шт., 24 шт. поставлены вместе с экспериментальными образцами топлива с низким обогащением, тогда как условиями Изменения № 1 определялась поставка 270 шт. одиночных твэлов одновременно в ходе второй поставки топлива низкого обогащения для реактора ИВГ.1М. Кроме того, в преамбулу договора включена ссылка на «Соглашение между Республикой Казахстан и Соединенными Штатами Америки относительно уничтожения шахтных пусковых установок межконтинентальных баллистических ракет, ликвидации последствий аварийных ситуаций и предотвращения распространения ядерного оружия от 13 декабря 1993 года» с целью исключения налогообложения в процессе выполнения контракта);

- Изменение № 5 от 10.10.2014 г. (определяет порядок изготовления 6-ти экспериментальных тепловыделяющих сборок ВОТК-НОУ и порядок взаимодействия сторон по приемке и оплате работы и материалов, затраченных на их изготовление);
- Изменение № 6 от 22.01.2015 г. (определяет сроки испытаний 2-х экспериментальных тепловыделяющих сборок ВОТК-НОУ по просьбе НЯЦ РК. Просьба обусловлена тем, что, по мнению Министерства финансов РК, Соглашение ШПУ от 13.12.1993 г. не освобождает НЯЦ РК от уплаты специфического налога на чистую прибыль, которая сформировалась в результате получения Национальным ядерным центром 2-х дорогостоящих экспериментальных тепловыделяющих сборок ВОТК-НОУ. Установление срока испытаний позволяет исключить необходимость уплаты налогов путем отнесения стоимости сборок на расходы будущих периодов при последовательном списании стоимости по частям);
- Изменение № 7 от 20.05.2015 г. (определяет условия оплаты второй партии поставки шести (6) ВОТК-НОУ, при этом оговаривается в качестве обязательной возможность НЯЦ РК подтверждения факта изготовления этих сборок);
- Изменение № 8 (обсуждается версия изменения, описывающая поставку второй партии из двух ВОТК-НОУ взамен ранее поставленных двух ВОТК-НОУ, которые были признаны не отвечающими техническим требованиям по ряду параметров; ожидается подписание до середины октября 2015 года).
к контракту № 00129076 (реактор ИГР):
- Изменение № 1 от 18.04.2013 г. (отражает требования НЯЦ РК по модифицированию состава и содержания статей базового контракта);
- Изменение № 2 от 16.12.2013 г. (отражает изменения наименования и адреса Пользователя – замена ИАЭ на НЯЦ);
- Изменение № 3 от 14.04.2014 г. (отражает включение в преамбулу договора ссылки на «Соглашение между Республикой Казахстан и Соединенными Штатами Америки относительно уничтожения шахтных пусковых установок межконтинентальных баллистических ракет, ликвидации последствий аварийных ситуаций и предотвращения распространения ядерного оружия от 13 декабря 1993 года» с целью исключения налогообложения в процессе выполнения контракта);
- Изменение № 4 от 22.01.2015 г. (определяет сроки испытаний экспериментальных графитовых блоков, пропитанных топливом НОУ, по просьбе НЯЦ РК. Причина та же, что и в случае Изменения № 6 к контракту № 00128997).

2.6.2 Основные этапы выполнения работ по конверсии реакторов РГП НЯЦ РК

К настоящему времени техническая возможность конверсии исследовательских реакторов НЯЦ РК на НОУ-топливо рассмотрена в рамках нескольких этапов исследований:

- расчетно-теоретическое обоснование возможности конверсии;

- разработка технических требований к низкообогащенному (далее - НОУ) топливу. Согласование технических требований с КАЭ МИНТ РК (для реактора ИВГ.1М – письмо КАЭ № 1-24/2238 от 11 июня 2013 года; для реактора ИГР – письмо ААЭ МИНТ РК № 05-1-03-2-18/359 от 27 марта 2013 года);
- разработка программы испытаний пилотных образцов топлива НОУ для реактора ИВГ.1М (согласован письмом КАЭ МИНТ РК №1-24/4233 от 14.01.2014 г.);
- разработка программы испытаний пилотных образцов топлива НОУ для реактора ИГР;
- разработка ОАБ (Отчета по Анализу Безопасности) реактора ИВГ.1М с топливом НОУ;
- изготовление экспериментальных образцов топлива НОУ в рамках трехсторонних контрактов, согласованных с КАЭ МИНТ (контракт № 00128997 для реактора ИВГ.1М – письмо КАЭ №1-24/2238 от 11 июня 2013 года; контракт № 00129076 для реактора ИГР - письмо ААЭ МИНТ РК № 05-1-03-2-18/359 от 27 марта 2013 года);
- выполнение организационно-технических мероприятий по подготовке транспортировки экспериментальных образцов топлива НОУ из ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» в РГП НЯЦ РК;
- транспортировка экспериментальных образцов топлива НОУ из ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» в РГП НЯЦ РК (2014 год);
- квалификационные входные исследования экспериментального топлива с пониженным обогащением для реактора ИВГ.1М;
- сертификация экспериментальных твэлов с пониженным обогащением топлива для реактора ИВГ.1М;
- квалификационные входные исследования экспериментального топлива с пониженным обогащением для реактора ИГР;
- разработка Плана проведения испытаний экспериментальных образцов топлива пониженного обогащения в реакторе ИВГ.1М.

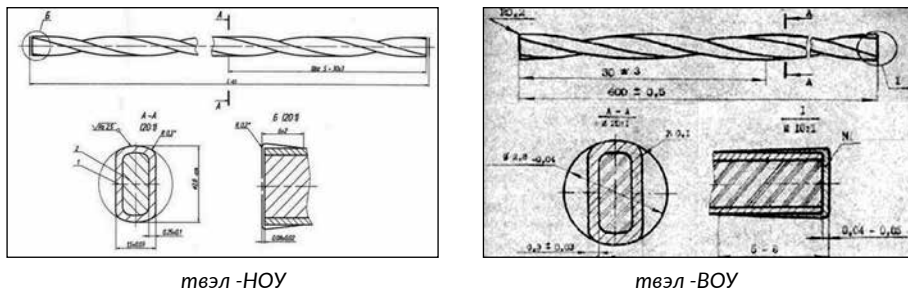
Основным содержанием работ текущего периода является подготовка испытаний образцов экспериментального топлива с пониженным обогащением как реактора ИВГ.1М, так и реактора ИГР для установления соответствия их характеристик техническим требованиям.

2.6.3 Проведение исследований и анализ результатов.

Положительные и отрицательные последствия конверсии

По исследовательскому реактору ИВГ.1М

1. В рамках основного контракта между РГП НЯЦ РК и Аргоннской национальной лабораторией (АНЛ), США, № ОJ-30461 от 20 июля 2010 года были выполнены предварительные и уточненные расчетные оценки нейтронно-физических и теплогидравлических параметров реактора ИВГ.1М с топливом пониженного обогащения в стационарных и переходных режимах эксплуатации реактора [16, 17]. Результаты расчетов показали, что эксплуатационные и экспериментальные возможности реактора ИВГ.1М не изменятся в случае его конверсии на низкообогащенное топливо [18].



твэл -НОУ

твэл -ВОУ

Рисунок 2.27. Конструкция твэлов реактора ИВГ.1М до и после конверсии

Для реактора ИВГ.1М принята следующая концепция конверсии:

- технологические каналы ВОТК реактора ИВГ-НОУ будут иметь такую же конструкцию, как и реактора ИВГ-ВОУ в части геометрических и размерных параметров, включая размеры твэлов (рисунок 2.27);
- ключевое отличие конструкции ВОТК-НОУ от конструкции ВОТК-ВОУ будет состоять в ином материальном составе топливной композиции;
- масса урана-235 в реакторе ИВГ-НОУ приблизительно на 23 % больше, чем в реакторе ИВГ-ВОУ;
- масса урана-238 в реакторе ИВГ-НОУ в несколько десятков раз больше, чем в реакторе ИВГ-ВОУ.

Для реактора ИВГ.1М-НОУ в предполагаемой версии конструкции были проведены расчетные исследования прогнозных характеристик, которые показали, что замена топлива в реакторе ИВГ.1М не потребует внесения иных изменений в конструкцию реактора. Основным благоприятным свойством реактора ИВГ.1М с НОУ топливом является то, что существующая система СУЗ имеет параметры, достаточные для решения задач управления мощностью реактора ИВГ.1М-НОУ и обеспечения безопасности его эксплуатации.

В частности, сравнение регулировочных характеристик регулирующих барабанов в составе активных зон реакторов ИВГ-ВОУ и ИВГ-НОУ показало их практически полную идентичность (рисунок 2.28).

Таким образом, в соответствии с результатами расчетного анализа, при конверсии реактора ИВГ.1М не возникает необходимости в изменении системы управления и защиты (СУЗ) реактора, поскольку эффективность СУЗ остается на прежнем уровне и является достаточной для реализации функций управления и обеспечения безопасности.

Расчеты также показали, что нейтронно-физические характеристики реактора ИВГ.1М сохраняются на уровне тех значений, которые имеются в настоящее время – максимальный поток нейтронов составит 98 % от ныне достижимого в активной зоне с высокообогащенным топливом (рисунок 2.29), а объемное распределение энерговыделения в реакторе будет практически тем же, что и в ныне эксплуатируемом реакторе (рисунок 2.30).

2. Контракт № 00128997 от 13 июня 2013 года в настоящее время завершен в части изготовления двух экспериментальных (пилотных) образцов технологических каналов ВОТК-НОУ.

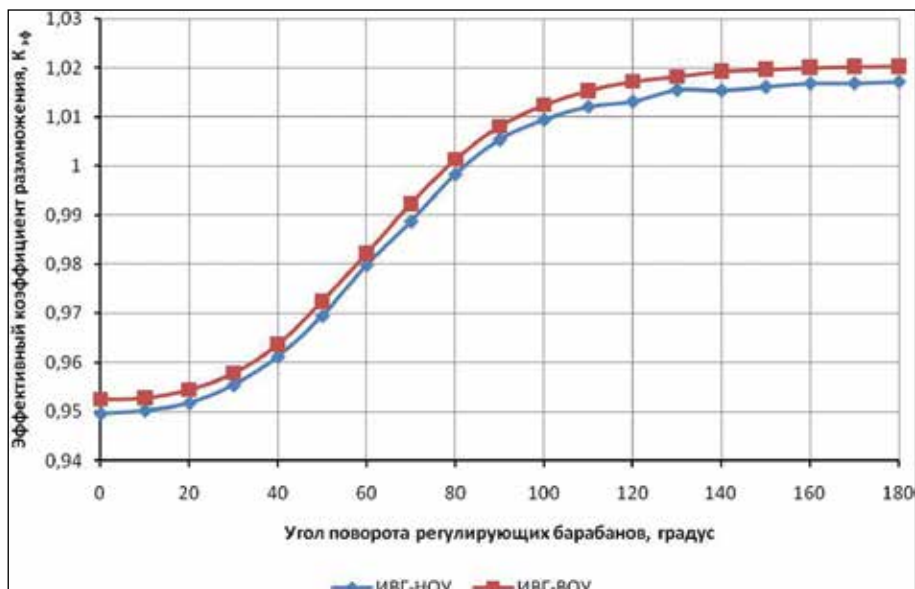


Рисунок 2.28. Регулировочные характеристики регулирующих барабанов в составе активных зон реакторов ИВГ-ВОУ и ИВГ-НОУ

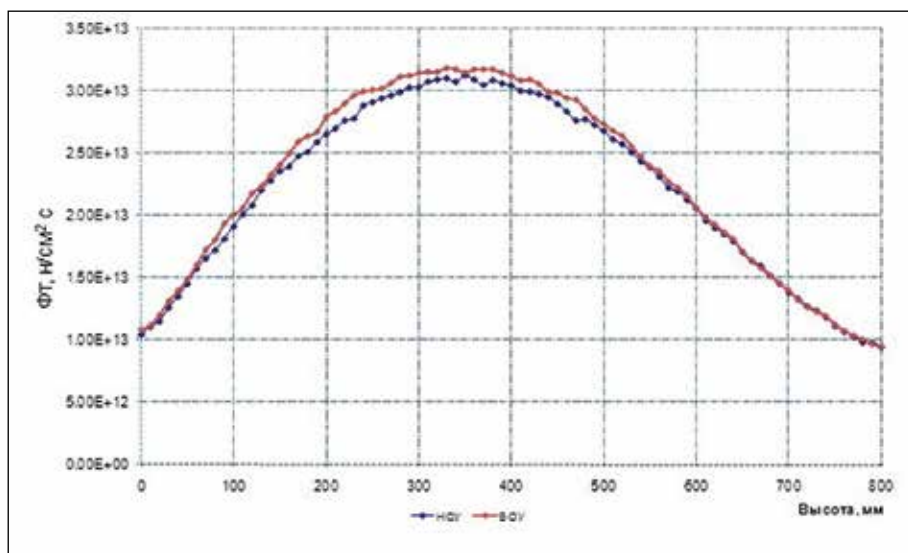


Рисунок 2.29. Распределение потока тепловых нейтронов в экспериментальном канале реактора ИВГ.1М по высоте

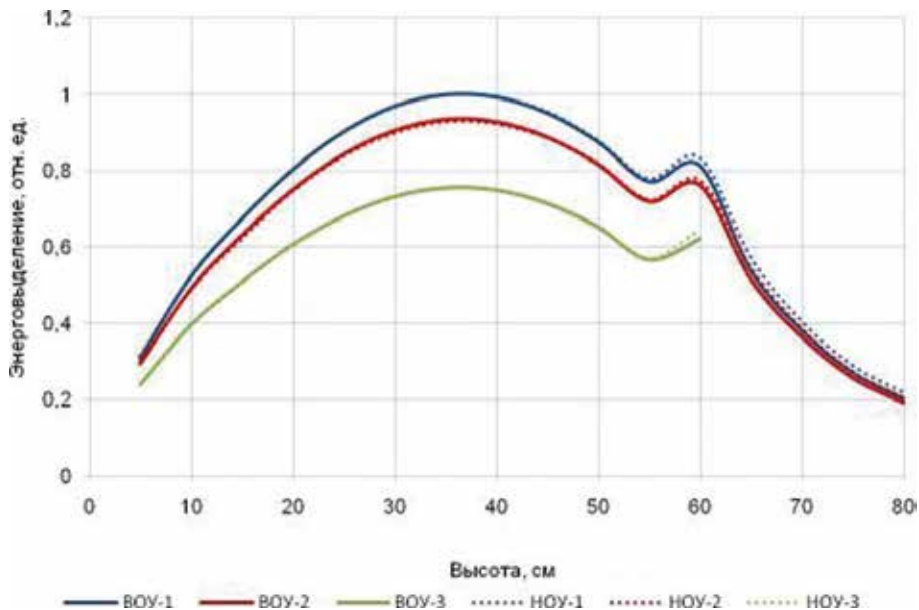


Рисунок 2.30. Распределение энерговыделения по рядам технологических каналов в реакторе ИВГ-НОУ и ИВГ-ВОУ

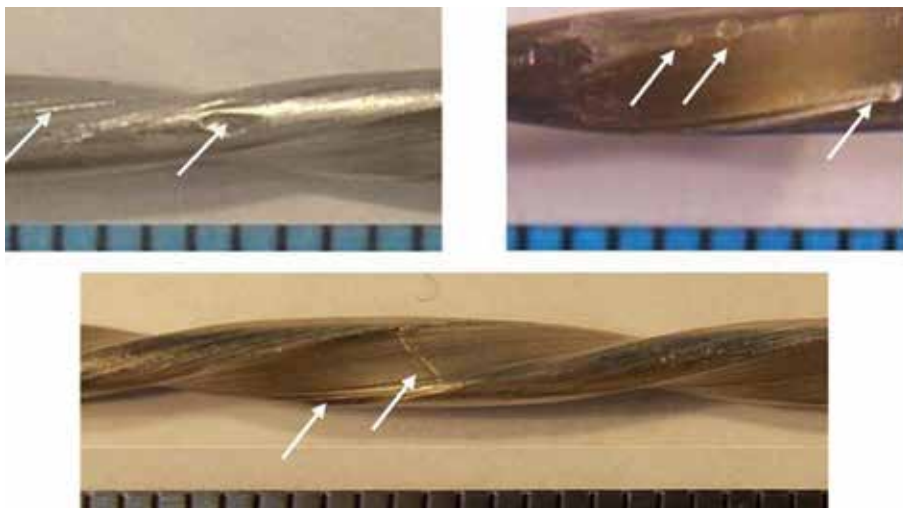


Рисунок 2.31. Проверка качества поверхности твэлов ВОТК-НОУ

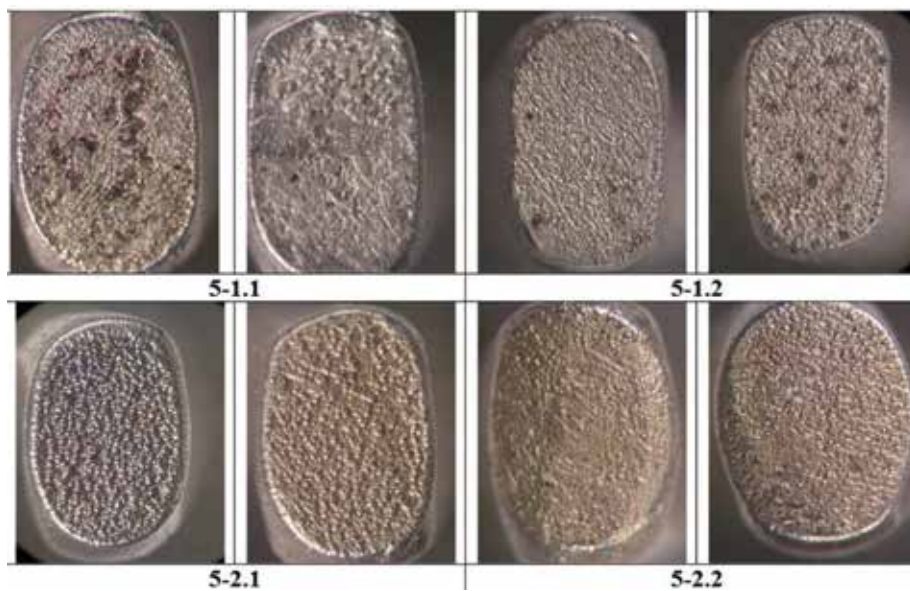


Рисунок 2.32. Проверка качества поверхности торцевых заглушек твэлов ВОТК-НОУ

В отношении пилотных технологических каналов ВОТК-НОУ были выполнены процедуры входного контроля, проведены стандартные виды предреакторных испытаний, в том числе испытаний на проходимость через калибр, гидравлических испытаний по установлению гидравлической расходной характеристики и испытаний на плотность [19].

По результатам сертификационных испытаний твэлов были сформулированы замечания к изготовителю топлива по качеству поверхности твэлов (рисунок 2.31) и торцевых заглушек (рисунок 2.32) [20].

В связи с неудовлетворительным состоянием покрытия торцов твэлов с низкообогащенным топливом, которые были поставлены в количестве 24 шт. вместе с двумя экспериментальными технологическими каналами ВОТК-НОУ, было принято решение о проведении 100-процентного контроля состояния покрытия торцов твэлов двух вышеупомянутых экспериментальных ВОТК-НОУ. Проверка состояния покрытия торцов твэлов была выполнена в период с 24 по 26 августа 2015 года. По результатам проверки было принято решение о ремонте исследованных ВОТК-НОУ (поставленных в июле 2014 года).

В настоящее время разработаны и согласованы сторонами технические требования к параметрам твэлов, учитывающие опыт выполненной поставки и отвечающие требованиям обеспечения необходимого качества топлива (ужесточены требования по загрузке топлива ураном, по качеству покрытия торцов, по состоянию поверхности и др.).

В отношении поставки топлива для всей активной зоны (заключительной партии поставки), а также поставки физических макетов (включая одиночные твэлы) для проведения исследований на стадии физического

пуска реактора с топливом НОУ, по условиям контракта предполагается, что поставка полного комплекта топлива будет произведена только после получения положительных результатов испытаний пилотных ВОТК-НОУ.

3. Работы по снижению обогащения топлива реактора ИВГ.1М соответствуют интересам РГП НЯЦ РК в связи с тем, что в ближайшее время будет исчерпан ресурс существующей активной зоны (из-за низкого текущего запаса реактивности).

Начальный запас реактивности реактора ИВГ.1М составлял 3,2 β. На сегодняшний день запас реактивности реактора составляет 0,8 β. Таким образом, израсходовано 75 % ресурса реактора.

Выгорание урана в реакторе ИВГ.1М составляет 1,76 %. За время работы реактора выработано 1550 МВт×ч тепловой энергии. Это соответствует выгоранию топлива на уровне 13 МВт×сут/кг. При достижении выгорания 17,5 МВт×сут/кг реактор станет полностью подкритичным.

Низкий возможный уровень выгорания топлива объясняется низким начальным запасом реактивности реактора (3,2 β). Для сравнения начальный запас реактивности реактора ВВЭР-1000 более 25 β.

Замена существующей активной зоны с высокообогащенным топливом на активную зону с топливом НОУ не только не потребует разработки и утверждения нового Технического проекта реактора ИВГ.1М, но и не потребует каких-либо иных переделок реактора и его систем, включая систему управления и защиты реактора (СУЗ).

4. Для сокращения межпусковых периодов при испытаниях экспериментальных технологических каналов ВОТК-НОУ рассмотрена возможность применения дополнительной системы, предназначенной для охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М в межпусковой период [21].

После согласования предложения по конструкции системы охлаждения теплоносителя и затрат на ее создание, проектные документы были направлены на согласование в Комитет атомного и энергетического надзора и контроля и в Департамент развития атомных и энергетических проектов Министерства энергетики РК (рассмотрение документов должно быть завершено до ноября 2015 года). Предполагаемый объем финансирования по проекту – 217 млн. тенге (из средств DOE, США).

По исследовательскому реактору ИГР

1. В рамках основного контракта между РГП НЯЦ РК и Аргоннской национальной лабораторией (АНЛ), США, № OJ-30461 от 20 июля 2010 года были выполнены предварительные и уточненные расчетные оценки нейтронно-физических и тепловых параметров реактора ИГР с топливом пониженного обогащения в стационарных и переходных режимах эксплуатации реактора [22, 23].

По результатам теоретических оценок, реактор ИГР с топливом НОУ будет обладать теми же физическими характеристиками, что ныне эксплуатируемый реактор ИГР при условии, что будет произведена замена центрального графитового отражателя реактора на отражатель из окиси бериллия, и будут заменены стрежни системы управления реактора (стержни СУЗ), при этом:

- реакторы ИГР-ВОУ и ИГР-НОУ будут иметь существенные отличия в конструкции;
- материальный состав топливной композиции останется прежним;

- масса урана-235 в реакторе ИГР-НОУ в 2 раза больше, чем в реакторе ИГР-ВОУ;
- масса урана-238 в реакторе ИГР-НОУ в несколько десятков раз больше, чем в реакторе ИГР-ВОУ.

При условии решения непростых задач конверсии, сформулированных выше, характеристики реактора ИГР после конверсии сохранятся на достаточно высоком уровне, хотя и будут незначительно уступать его современным значениям (рисунок 2.33, таблица 2.1) [24]. В частности, величина максимально реализуемой плотности потока нейтронов в центральном экспериментальном канале составит 94 % от ныне существующей величины.

Предварительные расчетные оценки показывают, что основной динамический режим работы реактора – неконтролируемая нейтронная вспышка – останется доступным для исследователей (таблица 2.2, рисунок 2.34). Осторожный оптимизм можно высказать и в отношении другого способа управления мощностью реактора, востребованного при проведении динамических испытаний – контролируемого режима изменения мощности реактора. Однако в последнем случае требуется проведение дополнительного

Таблица 2.1. Сравнительные характеристики реакторов ИГР-ВОУ и ИГР-НОУ. Поток тепловых нейтронов в центральном и боковом экспериментальных каналах

Наименование параметра	Реактор ИГР-ВОУ (А)	Реактор ИГР-НОУ (Б)	(Б) / (А)
Плотность потока нейтронов в ЦЭК, н/см ² с	6,90E+12	6,47E+12	0,938
Плотность потока нейтронов в БЭК, н/см ² с	3,30E+12	2,37E+12	0,718

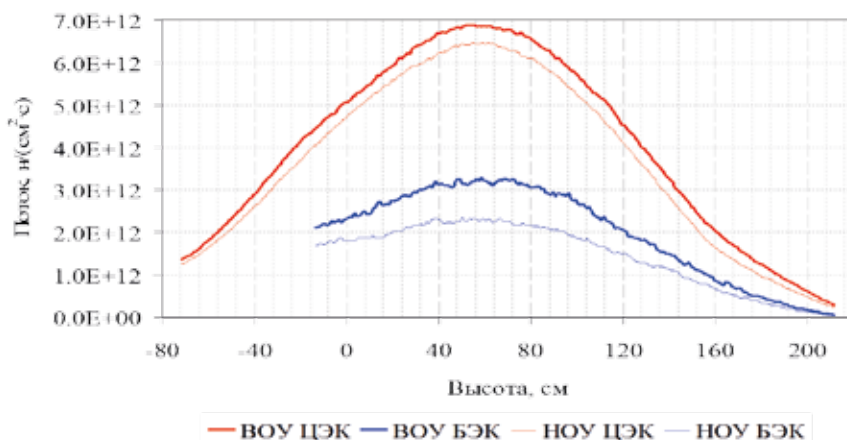


Рисунок 2.33. Распределение потоков тепловых нейтронов в экспериментальных каналах реактора ИГР по высоте

теоретического анализа с учетом сложной картины распределения и изменения поля температуры по объему активной зоны реактора ИГР-НОУ.

Предполагается, что задача изготовления изделий из окиси бериллия может быть выполнена американскими компаниями «American Beryllia Incorporated» (г. Ньюарк) или отделением «Ceramics» компании «Materion» (г. Тусон).

Решение вопроса о возможности использования внутреннего отражателя из BeO будет зависеть от результатов испытаний экспериментальных образцов (испытания образцов BeO предполагается провести при участии специалистов и с использованием экспериментальной базы РГП ИЯФ). Другим неперенным условием принятия решения по возможности использования окиси бериллия в качестве материала внутреннего отражателя реактора ИГР является согласование этого решения в рамках Технического проекта реактора ИГР-НОУ, который должен быть вновь разработан для этого реактора.

Таблица 2.2. Динамические параметры реакторов ИГР-ВОУ и ИГР-НОУ

Реактор	НОУ	ВОУ
Доля запаздывающих нейтронов	6,75e-3	6,91e-3
Время жизни, [μs]	673	966
Температурный коэффициент реактивности [β/K]	-1,31e-2	-1,61e-2
Мгновенная реактивность[β]	3,91	4,81
Результаты расчета		
Пиковая мощность [GW]	10,0	10,0
Полуширина импульса [s]	0,14	0,151
Температура АЗ [K] к 30 секунде	817	819

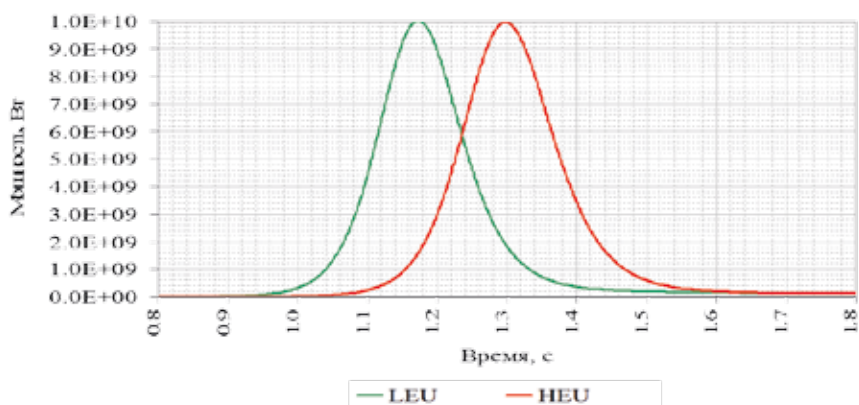


Рисунок 2.34. Сравнение параметров неконтролируемого режима «нейтронная вспышка» для реакторов ИГР-ВОУ и ИГР-НОУ

2. Контракт № 00129076 для реактора ИГР в настоящее время завершен в части изготовления опытной партии графитовых блоков с пропиткой топливом НОУ (25 шт.), соединительных монтажных графитовых элементов, пропитанных топливом НОУ (15 шт.) и термоэлектрических преобразователей (20 шт.) для оснащения графитовых блоков. Изготовление топлива НОУ для всей активной зоны реактора ИГР контрактом № 00129076 не предусмотрено.

Экспериментальное топливо было доставлено на площадку КИР ИГР и прошло процедуры входного контроля.

В настоящее время проводится подготовка к испытаниям топлива как на реакторе ИГР, так и на реакторе ВВР-К (РГП ИЯФ, Алатау).

3. Так как реактор ИГР в существующем виде является коммерчески востребованной экспериментальной установкой, а его ресурс в настоящее время не ограничен характеристиками существующей активной зоны, конверсия реактора ИГР может быть оправдана, в основном, не техническими, а политическими соображениями, в том числе тем, что в случае конверсии будет снята проблема возможного несанкционированного распространения высокообогащенного урана.

При этом конверсия реактора ИГР на низкообогащенное топливо является теоретически возможной, но потенциально более проблемной и сложной задачей, чем конверсия реактора ИВГ.1М. Решение этой задачи может быть выполнено только при условии получения положительных результатов испытаний новых узлов реактора, на основе стандартного проекта реакторной установки с низкообогащенным топливом, разработанного и утвержденного в установленном законодательством порядке.

5. Подытоживая вышесказанное, следует отметить, что:

- в активной зоне реактора ИГР в процессе конверсии придется заменить внутренний отражатель – ныне эксплуатируемый отражатель из графита не обеспечит сохранение характеристик реактора на прежнем уровне и должен быть заменен на отражатель из окиси бериллия;
- должны быть внесены изменения, по крайней мере, в поглощающие элементы системы управления и защиты – в них должна быть увеличена концентрация гадолиния, с тем чтобы увеличить эффективность системы;
- демонтаж реактора ИГР-ВОУ невозможен без невозвратного разрушения бака реактора, который имеет полностью сварную конструкцию и должен быть разрезан в процессе выгрузки активной зоны. Это означает, что для реактора ИГР-НОУ должен быть создан новый бак реактора и все системы, относящиеся к его оснащению;
- в связи с существенным вмешательством в конструкцию реактора, потребуются выполнить разработку его нового технического проекта, при этом вопрос о Генеральном проектировщике реактора ИГР-НОУ на сегодняшний день остается открытым.

Выводы

1. Сотрудничество с АНЛ по аналитическим исследованиям возможности конверсии реакторов НЯЦ РК продолжается.
В настоящее время выполняются работы в рамках подписанных соглашений и, одновременно, проводится подготовка новых соглашений по областям, важным для принятия решений по возможности конверсии и для реализации сопутствующих работ.
2. Контракты на изготовление топлива-НОУ находятся в стадии активного исполнения.
3. В 2014 году осуществлена транспортировка экспериментальных образцов топлива в Казахстан, получен опыт для организации последующих поставок необлученного топлива воздушным транспортом. Поставленное топливо было признанным непригодным к проведению испытаний, в связи с чем определены мероприятия по ремонту поставленных ВОТК-НОУ с целью приведения их качества в соответствие с Техническими требованиями на топливо.
4. Выполняется подготовка транспортировки дополнительной партии экспериментальных образцов топлива в Казахстан. Транспортировка будет осуществлена наземным или воздушным транспортом в мае 2015 года.
5. Выполнение конверсии реактора ИВГ.1М является технически возможным при наличии топлива-НОУ, при этом реактор ИВГ.1М в результате конверсии сохранит существующие эксплуатационные характеристики.
6. Выполнение конверсии реактора ИГР является теоретически возможным, но ситуация коренным образом отличается от ситуации с реактором ИВГ.1М, поскольку конверсия реактора ИГР может потребовать значительного изменения конструкции реактора, а, следовательно, потребуется выполнить разработку соответствующего Технического проекта, при этом не может быть исключена необходимость выполнения большого объема инженерно-строительных работ. Теоретические оценки показывают, что технические характеристики реактора ИГР после конверсии могут быть сохранены.

2.7 Поддержка режима нераспространения ядерных материалов

В последние годы правоохранительные органы столкнулись со случаями вовлечения ядерных материалов в незаконный оборот, и в базе данных МАГАТЭ зафиксировано несколько сотен случаев контрабанды ядерных и радиоактивных материалов [25]. В одном только 2005 году произошел 101 случай несанкционированной деятельности с использованием ядерных и радиоактивных материалов, из них 18 были связаны с ядерными, 76 – с радиоактивными, 7 – с радиоактивно загрязненными материалами [26]. Для борьбы с незаконным оборотом ядерных материалов при задержании неизвестного топлива необходима его идентификация для определения мест производства, хищения и возможного

предназначения. Следует при этом отметить, что топливо активных зон исследовательских реакторов может представлять существенный интерес для лиц, преследующих противоправные цели, так как оно изготовлено из высокообогащенного урана и для некоторых типов реакторов не имеет самозащищенности за счет остаточного гамма-излучения.

Противодействие незаконному обороту ядерных материалов путем его надежной идентификации, несомненно, актуально, в связи с чем появился даже термин «Nuclear Forensics» (ядерная криминалистика, или доказательная ядерная физика). Для целей надежной идентификации ядерных материалов российские специалисты из РФЯЦ ВНИИТФ (г. Снежинск) создают базу данных о характеристиках всех исследовательских реакторов в мире, как бывших, так и действующих, с помощью которой было бы возможно идентифицировать и «неизвестное» топливо, и «неизвестные» твэлы и ТВС (топливные детали) активных зон таких реакторов [27]. База данных МАГАТЭ об исследовательских реакторах почти не содержит данных о топливе и конструкции твэлов и для идентификации не может быть использована.

При идентификации в распоряжении эксперта имеется деталь или ее фрагмент, и есть подозрение, например, из-за радиоактивности или наличия делящегося материала, что она может быть топливной деталью ядерного реактора. Необходимо или опровергнуть подозрения, или подтвердить их и назвать реактор. После идентификации фрагмента детали необходимо подготовить эскиз недостающих частей для их поиска. Возможности идентификации топливных деталей некоторых исследовательских реакторов описаны в работах [10, 27-29], где показано, что при идентификации целых топливных деталей таких реакторов в большинстве случаев можно ограничиться осмотром и измерением геометрических размеров. Однако если топливная деталь реактора разрушена и превращена в скрап, то для идентификации «неизвестного» топлива становится необходимым определение его химического состава и степени обогащения, хотя и это не всегда решает проблему.

В настоящем разделе рассмотрены возможности и особенности идентификации топливных деталей исследовательских реакторов ИВГ.1, ИРГИТ, РА, ИВГ.1М и ИГР.

2.7.1 Идентификация топливных деталей реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА

Активная зона большинства исследовательских реакторов со стационарной плотностью потока нейтронов образована, как правило, из небольшого числа типовых твэлов, однако число типов твэлов в мире велико. Однотипные твэлы входят в состав активных зон разных исследовательских реакторов [30 – 32], и иногда бывает непросто определить реактор, которому принадлежит конкретный твэл. С этой точки зрения твэлы реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА, являвшиеся одновременно и топливом этих исследовательских реакторов, и объектом исследований по тематике ЯРД, абсолютно уникальны. Ни один из других исследовательских реакторов не имеет в составе своей активной зоны таких топливных

элементов, поэтому квалифицированный эксперт только по внешнему виду твэла ЯРД безошибочно определит его принадлежность к реакторам ИВГ.1, ИРГИТ и РА.

Формы и размеры топливных деталей реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА

Твэл реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА представляет собой длинную тонкую пластину (длина пластины много больше ее ширины и толщины), закрученную с шагом S вдоль оси в правовинтовом направлении, как показано на *рисунке 2.35*; такой твэл обычно обозначают как «витой двухлопастной», а его параметры D и h – как «диаметр описанной окружности» и «толщина лопасти» соответственно.

Выбор подобной конструкции твэла, как и выбор его базового материального состава, был осуществлен на основании результатов выполненных в 1962-1966 гг. испытаний различных модельных твэлов в исследовательском реакторе ИГР. По завершении испытаний был сделан выбор в пользу твэлов из карбидов и карбидографитов урана, циркония и ниобия с 90-процентным обогащением урана и следующими геометрическими параметрами топливного стержня: длина $100,0 \text{ мм} \pm 0,1 \text{ мм}$, диаметр $2,20 \text{ мм} \pm 0,04 \text{ мм}$, толщина лопасти $1,24 \text{ мм} \pm 0,04 \text{ мм}$, шаг закрутки лопасти $30 \text{ мм} \pm 5 \text{ мм}$. Такие безоболочковые стержневые керамические твэлы (они показаны на *рисунке 2.36*) в дальнейшем стали рассматриваться как штатные твэлы ЯРД.

Характер испытаний твэлов ЯРД в реакторах ИВГ.1, ИРГИТ и РА

Общей особенностью исследовательских реакторов, в которых испытывались твэлы ЯРД, являлось то, что эти реакторы не имели постоянной активной зоны: необходимая зона каждый раз собиралась из тепловыделяющих сборок

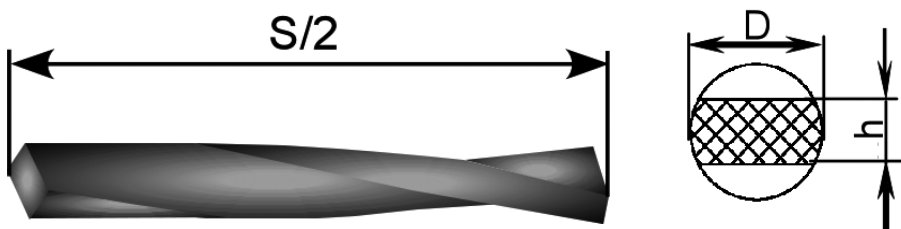


Рисунок 2.35. Внешний вид фрагмента твэла и его основные геометрические параметры: $S \gg D$, $S \gg h$



Рисунок 2.36. Внешний вид штатных твэлов ЯРД

технологических каналов или ресурсных ампул различных типов в зависимости от целей эксперимента. Так, в реакторе ИВГ.1 для этого использовались шесть типов технологических каналов (ТК-300, ТКМ, ТКТ, АТК, КЭТ и КЭП), в реакторе ИРГИТ – один тип технологических каналов (ТК-100), а в реакторе РА – три типа вспомогательных и ресурсных ампул (АПИ, РА и РА-М).

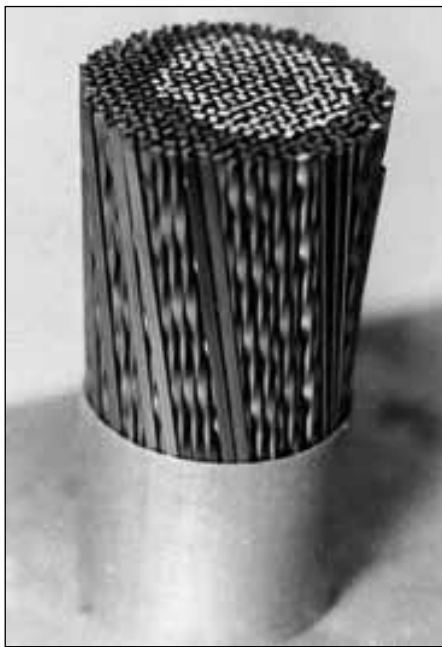


Рисунок 2.37. Пучок твэлов и уплотнителей, вставленный в короткую графитовую втулку

нявшиеся в реакторах ИВГ.1, ИРГИТ и РА с 1975 года до конца 1997 года [33], только на начальном этапе рассматривались как реакторная отработка твэлов применительно к условиям их эксплуатации в реакторе однорежимной космической установки ЯРД. В начале 80-х годов выяснилось, что энергетическое обеспечение функционирования систем космической установки ЯРД должно осуществляться не от самостоятельного источника, а за счет самого же реактора ЯРД, и последний стал рассматриваться как реактор двух- или трехрежимной космической ядерной энерго-двигательной установки (ЯЭДУ).

С этого же времени начались отдельные реакторные испытания штатных твэлов ЯРД на различных режимах работы реактора ЯЭДУ – испытания на двигательном режиме (ДР), на энергетическом режиме малой мощности (РММ), на энергетическом режиме большой мощности (РБМ). Примерно с этого же времени начались также и реакторные испытания штатных твэлов ЯРД на режиме рабочей мощности (РРМ) наземной ядерной газодинамической установки ЯГДУ. Таким образом, в конечном итоге штатные твэлы

Каждая из ТВС этих каналов и ампул состояла из нескольких нагревных секций (НС): в ТВС каналов ТК-300, ТКМ, ТКТ и АТК находилось по восемь НС диаметром 47 мм (содержащих по 379 твэлов), в ТВС каналов КЭТ, КЭП и ТК-100 – по шесть НС диаметром 29,7 мм (содержащих по 151 твэлу), в ТВС ресурсных ампул – по семь НС таким же диаметром 29,7 мм (содержащих также по 151 твэлу), а в ТВС вспомогательных ампул АПИ – по одной или по две НС уменьшенного диаметра. В качестве примера на *рисунке 2.37* представлен пучок стержней (содержащий 151 твэл и 12 периферийных полуцилиндрических безурановых уплотнителей), предназначенный для формирования одной нагревной секции в ТВС каналов ТК-100, КЭТ или КЭП, а также одной нагревной секции в ТВС ампул РА или РА-М.

Необходимо также отметить, что испытания твэлов ЯРД, выпол-

ЯРД были использованы в реакторных испытаниях по отработке конструкции и материального состава твэлов применительно ко всем режимам работы (ДР, РММ, РБМ и РРМ) установок ЯРД, ЯЭДУ и ЯГДУ.

Основные и наиболее сложные испытания твэлов были выполнены в исследовательском высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе ИВГ.1. Этот реактор (гетерогенный корпусной реактор канального типа на тепловых нейтронах с легководными замедлителем и бериллиевым отражателем нейтронов) являлся универсальным инструментом для отработки штатных твэлов ЯРД. Использование водяного замедлителя позволяло проводить испытания ТВС различного диаметра (29,7 и 47 мм) и различной высоты (600 и 800 мм), размещенных в технологических каналах различного диаметра (72 мм у ТК-300, ТКМ, ТКТ и КЭТ и 76 мм у АТК). Активная зона реактора могла быть сформирована из 30, 31 или 36 ТВС различных типов. В центральном петлевом экспериментальном канале КЭП можно было испытывать модуль активной зоны реактора ЯРД, включающей шесть каналов ТК-100 с фрагментами гидридциркониевого замедлителя, нижнего торцового бериллиевого отражателя и стального огневого днища.

Реактор эксплуатировался в период с 1975 года по 1988 год. За это время в нем были испытаны четыре комплекта ТВС опытных активных зон: твэлы I и II а.з. были испытаны (на режиме ДР в протоке водорода), соответственно, в 1975-1976 гг. и в 1979-1983 гг., в 1984 г. были испытаны (на режиме РРМ в протоке азота) твэлы III а.з., а в 1985-1988 гг. были испытаны (на режимах ДР, РММ, РБМ и РРМ в протоке водорода, гелия и азота) твэлы IV а.з.

Испытания на режиме ДР и РММ были проведены и в исследовательском реакторе для групповых испытаний твэлов ИРГИТ (высокотемпературном газоохлаждаемом гетерогенном корпусном реакторе канального типа на тепловых нейтронах с замедлителем из гидроциркония и бериллиевым отражателем нейтронов), представлявшем собой стендовый прототип реактора ЯРД минимальных размеров. Активная зона этого реактора формировалась из 37 однотипных ТВС, размещаемых в каналах ТК-100.

В 1978 и 1981 гг. в этом реакторе были испытаны на режиме ДР в протоке водорода первый и второй комплекты ТВС, а третий комплект был испытан в 1984 г. на режиме РММ в статическом гелии заглушенных каналов ТК-100.

В 1987 году реактор ИРГИТ был модернизирован в низкочастотный ампульный реактор РА, в беспроточных ампулах которого вплоть до 1998 года выполнялись испытания твэлов на режиме РММ в статическом гелии и на режиме РРМ в статическом азоте.

Материальный состав твэлов ЯРД

Возвращаясь к основным вопросам идентификации твэлов ЯРД, следует обратить внимание на то, что по форме и размеру целого твэла (рисунк 2.36) легко и вполне однозначно устанавливается его принадлежность к штатным твэлам ЯРД. Возможна идентификация и по фрагменту твэла (если длина фрагмента и состояние его поверхности позволяют надежно определить параметры стержня S , D и h), тем более что технологическая поверхность фрагмента этого керамического (т.е. изготовленные методами порошковой металлургии) изделия будет иметь серый слегка блестящий оттенок в случае карбидного материала и темно-серый слегка матовый оттенок в случае карбидографитового, а светлая поверхность

его разрушения будет иметь характерный для хрупкого материала вид кристаллического излома. Но если топливный стержень сильно разрушен до фрагментов размером ~ 1 мм, то образовавшийся скрап следует рассматривать как «неизвестное топливо», и для его идентификации необходимо использовать дополнительные идентификационные признаки – химический состав, обогащение по изотопу ^{235}U , структурные характеристики материала. В частности, для идентификации скрапа из штатных твэлов ЯРД достаточно измерить его обогащение и химический состав.

Действительно, во-первых, штатные твэлы ЯРД содержат уран только 90-процентного обогащения, а во-вторых, они имеют, как известно [10, 33], только четыре базовых типа материального исполнения (двойной карбид $(\text{U,Zr})\text{C}$, тройной карбид $(\text{U,Zr,Nb})\text{C}$, двойной уран-циркониевый карбидографит $(\text{U,Zr})\text{C}+\text{C}$ и двойной уран-ниобиевый карбидографит $(\text{U,Nb})\text{C}+\text{C}$), построенных на основе всего лишь четырех элементов – урана, циркония, ниобия и углерода.

Это означает, что для идентификации скрапа из штатных твэлов ЯРД необходимо провести его химический анализ на содержание U , Zr , Nb , $\text{C}_{\text{общ}}$, $\text{C}_{\text{своб}}$ и основных примесей и получить в ответе сумму относительных массовых содержаний элементов U , Zr , Nb и $\text{C}_{\text{общ}}$, близкую к 100 %.

Указанные четыре базовых типа материалов твэлов (двойные и тройные карбиды и двойные карбидографиты) оказались необходимыми и достаточными для обеспечения возможности выполнения всех реакторных испытаний ТВС в проточных технологических каналах ТК-300, ТКМ, ТКТ, АТК, КЭТ, КЭП и ТК-100 (сквозь ТВС этих каналов под давлением около 50 атмосфер прокачивался холодный водород (или азот), температура которого на выходе ТВС достигала в среднем около 2800 К).

Для реализации таких испытаний в первые четыре или пять входных (низкотемпературных) НС этих каналов устанавливались, как показано в таблице 2.3, или наиболее прочные двойные карбидные твэлы из $(\text{U,Zr})\text{C}$, или наиболее термочные карбидографитовые твэлы из $(\text{U,Zr})\text{C}+\text{C}$, а в три или в две выходных (высокотемпературные) секции – наиболее тугоплавкие тройные карбидные твэлы из $(\text{U,Zr,Nb})\text{C}$ с крупнозернистой крипоустойчивой структурой; в азотоохлаждаемых каналах АТК в среднетемпературных пятых и шестых НС вместо карбидографитовых твэлов из $(\text{U,Zr})\text{C}+\text{C}$ устанавливались более стойкие в азоте карбидографитовые твэлы из $(\text{U,Nb})\text{C}+\text{C}$.

Что касается испытаний штатных твэлов ЯРД в реакторе РА, то в связи с относительно мягкими условиями их испытаний в беспроточных ресурсных ампулах РА и РА-М размещение твэлов различного материального состава в ТВС этих ампул было достаточно произвольным.

Хотя базовых типов материалов твэлов ЯРД было только четыре, конкретный химический состав у твэлов разных типов каналов и ампул различался вполне заметно. Так, содержание углеродной фазы $\text{C}_{\text{своб}}$ (в форме сажи, порошка графита, или порошка искусственного алмаза) у различных карбидографитов различных каналов находилось в диапазоне от $\sim 1,5$ до ~ 5 %, а содержание U у различных карбидов и карбидографитов находилось в еще более широких пределах – от 6 до 42 %. Столь большое различие в содержании U было обусловлено следующими двумя обстоятельствами.

Таблица 2.3. Обозначения материалов твэлов по высоте каналов в реакторах ИВГ.1 и ИРГИТ

Тип технологического канала	Номер нагревной секции			
	НС-1, НС-2, НС-3 и НС-4	НС-5	НС-6	НС-7 и НС-8
ТК-300	(U,Zr)C	(U,Zr)C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C
ТКМ	(U,Zr)C+C	(U,Zr)C+C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C
ТКТ	(U,Zr)C	(U,Zr)C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C
АТК	(U,Zr)C+C	(U,Nb)C+C	(U,Nb)C+C	(U,Zr,Nb)C
КЭТ	(U,Zr)C+C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C	
КЭП	(U,Zr)C+C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C	
ТК-100	(U,Zr)C+C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C	

Во-первых, во всех ТВС проточных технологических каналов применялось радиальное осесимметричное или асимметричное (слегка вытянутое в направлении радиуса активной зоны реактора) профилирование загрузки урана. Радиальное профилирование ТВС означает наличие в каждой НС трех зон концентрации урана (периферийной, средней и центральной) с максимальным содержанием U у твэлов центральной зоны и минимальным у твэлов периферийной зоны, причем содержание U в центральной зоне превышает таковое в периферийной в полтора-два раза. В некоторых типах каналов совместно с радиальным профилированием (пример ради-

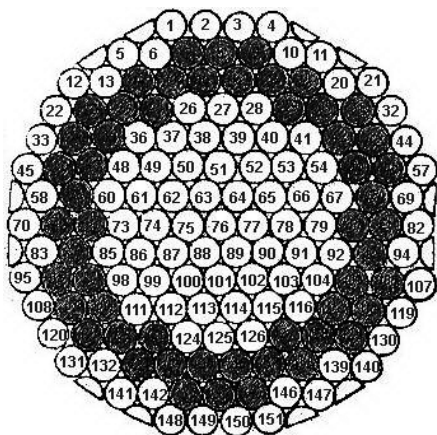


Рисунок 2.38. Картограмма размещения твэлов в нагревной секции ТВС канала ТК 100 (закрашены местоположения твэлов средней концентрационной зоны)

ального осесимметричного профилирования показан на *рисунке 2.38*) применялось также и продольное профилирование ТВС: в каналах ТК-300, ТКТ и АТК содержание U в выходных НС, укомплектованных твэлами из (U,Zr,Nb)C, во всех концентрационных зонах было ниже, чем в остальных входных НС, укомплектованных твэлами из (U,Zr)C+C и (U,Nb)C+C.

Во-вторых, в ампулы реактора РА в исследовательских целях устанавливались для проведения отдельных экспериментов специально изготовленные небольшие партии твэлы с очень низким или очень высоким содержанием U. Подобные твэлы изготавливались в ограниченных количествах, и их следует рассматривать как экземпляры с нетипичным содержанием U. Ти-

пичным же содержанием U в штатных твэлах ЯРД является содержание в пределах от ~8 до ~20 %. Примеры химических составов именно таких партий твэлов проиллюстрированы в *таблице 2.4*.

Таким образом, при проведении идентификации скрапа из штатных твэлов ЯРД в подавляющем большинстве случаев будут получаться результаты химического анализа, близкие к указанным в *таблице 2.4* (если скрап относится к одному твэлу или одной партии твэлов). Если в идентифицируемом скрапе находится смесь фрагментов разных твэлов или смесь фрагментов твэлов с фрагментами противоосколочных покрытий из карбидов или карбидографитов Zr и Nb, то результаты анализа исказятся, но все равно останется в силе указанное выше условие идентификации скрапа из твэлов ЯРД путем химического анализа: сумма массовых содержаний элементов U, Zr, Nb и $C_{\text{общ}}$ дает величину, близкую к 100 %.

Таблица 2.4. Типичные химические составы четырех типов штатных твэлов ЯРД

Обозначение материала твэла		Содержание элементов, % (мас.)							
		U	Zr	Nb	$C_{\text{общ}}$	$C_{\text{своб}}$	N	O	W
Двойные карбиды	(U,Zr)C - 8	7,9	80,9	-	11,0	0,2	<0,005	<0,05	<0,05
	(U,Zr)C - 12	12,2	76,6	-	10,9	0,2	0,01	0,05	0,05
	(U,Zr)C - 13	12,9	76,3	-	10,7	0,2	0,01	0,05	0,05
	(U,Zr)C - 15	15,3	74,2	-	10,3	0,3	0,01	0,05	0,05
Тройные карбиды	(U,Zr,Nb)C - 9	9,1	40,1	39,8	10,8	0,3	<0,005	<0,05	0,05
	(U,Zr,Nb)C - 12	12,4	38,6	38,1	10,6	0,05	<0,005	<0,05	0,10
	(U,Zr,Nb)C - 15	14,9	37,7	36,7	10,6	0,1	<0,005	<0,05	0,05
	(U,Zr,Nb)C - 17	16,9	36,5	36,1	10,5	0,3	<0,005	<0,05	<0,05
Двойные карбидографиты	(U,Zr)C+C - 12	12,0	73,3	-	14,5	4,0	<0,005	<0,05	0,05
	(U,Zr)C+C - 15	14,9	70,4	-	14,6	4,3	<0,005	<0,05	0,05
	(U,Zr)C+C - 18	17,9	67,6	-	14,3	4,7	<0,005	0,05	0,10
	(U,Zr)C+C - 21	20,7	67,1	-	12,2	2,2	<0,005	<0,05	0,05
Двойные карбидографиты	(U,Nb)C+C - 7	6,9	-	79,4	13,4	2,9	<0,005	0,05	0,03
	(U,Nb)C+C - 10	9,9	-	76,6	13,3	3,2	0,01	0,05	0,03
	(U,Nb)C+C - 12	12,3	-	74,4	13,2	3,1	0,01	<0,05	0,05
	(U,Nb)C+C - 14	14,3	-	72,2	13,3	2,7	0,01	<0,05	0,05

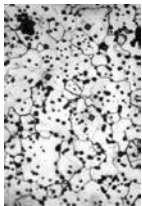
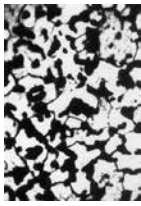
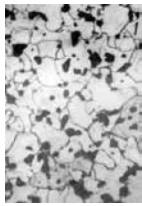
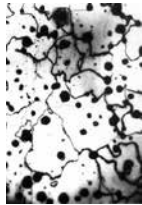
Другие характеристики твэлов ЯРД

При наличии каких-либо сомнений в результатах идентификации скрапа из твэлов ЯРД, выполненной путем измерения обогащения топлива и определения его химического состава (равно как и в результатах идентификации целых твэлов ЯРД, выполненной путем визуального осмотра и измерения их геометрических размеров) всегда имеется возможность продолжить процедуру идентификации путем

дополнительного определения основных физических и структурных характеристик твэлов. На целых твэлах могут быть определены такие характеристики, как масса стержня m , погонное электросопротивление R , статический модуль упругости E , гидростатическая плотность γ и прочность при кручении $\sigma_{кр}$ (последние две характеристики – γ и $\sigma_{кр}$ – могут быть определены также и на фрагментах твэлов достаточной длины).

На скрапе из твэлов ЯРД (как и на фрагментах и на целых стержнях) методами рентгенографии и металлографии могут быть определены такие структурные характеристики, как период решетки a_0 , микротвердость HV , пористость P , средний размер зерен d , а также установлен типичный вид микроструктуры. Если теперь сопоставить полученные данные по m , R , E , γ , $\sigma_{кр}$, a_0 , HV , P , d и микроструктуре с так называемыми «табличными данными» по этим характеристикам, то должны исчезнуть последние сомнения в результатах идентификации. При этом для каждого из четырех базовых типов материального состава твэлов ЯРД в качестве «табличных данных» следует использовать приведенные в *таблице 2.5* округленные (ориентировочные) средние значения каждой из используемых характеристик, позволяющие при комплексном подходе к проведению идентификации достигать положительного результата.

Таблица 2.5. Ориентировочные средние значения основных физических и структурных характеристик (параметров) четырех базовых типов материальных составов штатных твэлов ЯРД

Характеристика	Твэл (U,Zr)C	Твэл (U,Zr)C+C	Твэл (U,Nb)C+C	Твэл (U,Zr,Nb)C
Масса, m , г	~1,78	~1,69	~1,81	~1,85
Эл/сопротивление, R , Ом/м	~0,40	~0,60	~0,45	~0,45
Модуль упругости, E , ГПа	~320	~280	~300	~330
Плотность, γ , г/см ³	~7,1	~6,4	~7,0	~7,2
Прочность, $\sigma_{кр}$, МПа	~220	~150	~180	~200
Период решетки, a_0 , нм	~0,471	~0,472	~0,452	~0,460
Микротвердость HV , ГПа	~22	~19	~18	~21
Пористость, P , %	~10	~35	~15	~15
Размер зерна, d , мкм	~25	~20	~35	~45
Характерный вид микроструктуры (x250)				

Для корректного пользования этой таблицей необходимо, чтобы условия идентификационных измерений характеристик твэлов повторяли условия (стандартные или нестандартные), в которых были получены данные этой таблицы. Так, погонное электросопротивление R измерялось посредством стандартного четырехзондового потенциометрического метода, но модуль E определялся [34] путем трехточечного (на базе 93 мм) нагружения твэла массой 100 г с измерением прогиба стержня f и вычислением модуля по формуле $E = 34,2/f$. При измерении плотности γ , в целях устранения влияния открытой пористости структуры, применялись только быстродействующие (электронные) весы. Прочность $\sigma_{\text{кр}}$ определялась кручением на базе 15 мм, что позволяло выполнять от 4 до 7 замеров прочности на каждом твэле.

Период a_0 определялся стандартными дифрактометрическими измерениями на образцах в форме тонких порошков. При измерении микротвердости HV , в целях устранения влияния повышенной пористости структуры керамического материала, применялось [34] определение максимальной микротвердости HV_{max} , процедура нахождения которой сводилась, по сути, к отысканию отпечатка минимального размера z_0 (см. рисунок 2.39) среди большого числа отпечатков с относительно небольшими размерами. Для этого после каждого укола оценивался размер отпечатка, а измерение его проводилось только в том случае, если он попадал в условный разряд отпечатков с явно малыми размерами (такие размеры заполняли бы левый угол под предполагаемой гистограммной кривой F_z , показанной на рисунке 2.39). Пористость Π и размер зерна d измерялись стандартными методами количественной металлографии [35].

Представленные в таблице 2.5 характеристики относятся к твэлам в исходном (необлученном) состоянии, и поэтому не все они могут быть использованы для идентификации твэлов, прошедших испытания в водородных и азотных каналах реакторов ИВГ.1 и ИРТИТ и в гелиевых

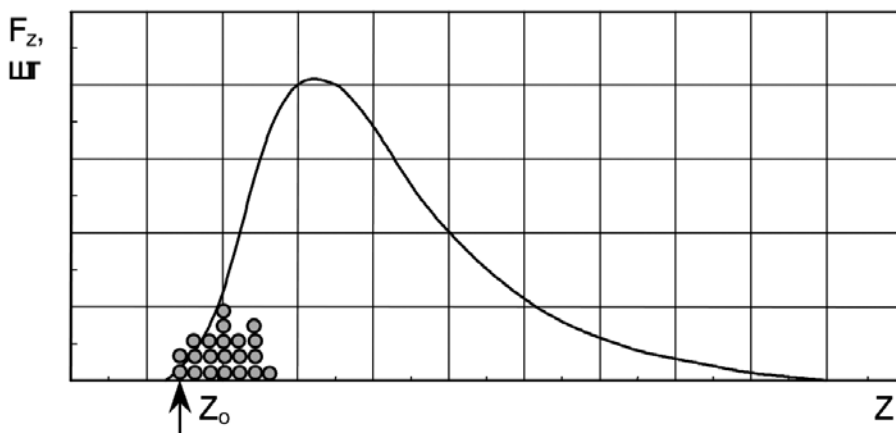


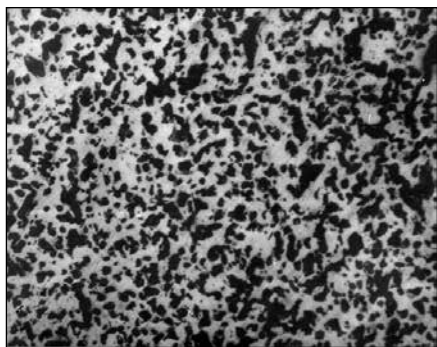
Рисунок 2.39. Графическая иллюстрация к отысканию максимальной микротвердости материала твэла

и азотных ресурсных ампулах реактора РА, поскольку характеристики у твэлов, испытанных в водороде и гелии, приобретут радиационные изменения (зависящие от температуры облучения и флюенса тепловых нейтронов), а у твэлов, испытанных в азоте, в дополнение к этому появятся эффекты, связанные с нитрированием карбидного материала.

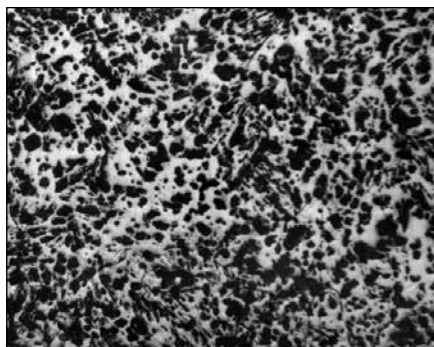
Под влиянием нейтронного облучения параметры твэлов приобретают следующие неодинаковые радиационные (в гелии и водороде) и радиационно-химические (в азоте) изменения. У твэлов, испытанных в гелии и водороде, только такие чувствительные параметры, как R и a_0 , могут оказаться заметно большими, чем в *таблице 2.5*, хотя именно эти параметры легко восстанавливаются до исходного состояния длительным (около 5 ч) отжигом при температуре не ниже 1800 К [36]. Остальные же параметры этих твэлов будут близки к данным *таблицы 2.5*. В качестве примера на *рисунке 2.40* показано, что облучение в гелии при 1300 К до флюенса тепловых нейтронов $\sim 2 \times 10^{19}$ см⁻² практически не повлияло [37] на пористость твэла из (U,Zr)C+C-19.

Наоборот, у твэлов, испытанных в азоте, все параметры могут оказаться далекими от данных *таблицы 2.5*, что определяется длительностью и температурой облучения. На *рисунке 2.41* приведен пример того, что при длительном (более 3500 ч) облучении карбидографитовых твэлов в азоте (под давлением 0,45 МПа) имеет место [38] сквозное нитрирование топливных стержней.

Микроструктура такого карбидографитового твэла, как видно из рисунка, оказывается полностью перестроенной процессами нитрирования по механизму реакционной диффузии: в образовавшемся карбонитридном материале повысились пористость и размер пор, изменилась его травимость (вместо границ зерен выявлялись только растравленные следы абразивной обработки поверхности непрочного керамического материала с очень мелким зерном). Другие параметры твэлов этой партии получили такие же сильные изменения. Так, например, параметр m повысился на примерно 4 %; параметр HV вместо радиационного по-



а) пористость 31 %



б) пористость 36 %

Рисунок 2.40. Микроструктура ($\times 60$) твэла из (U,Zr)C+C - 19 до (а) и после (б) испытаний в гелиевой ресурсной ампуле РА ($P = 0,45$ МПа, $\tau = 4580$ ч, $T_{обл} = 1300$ К)

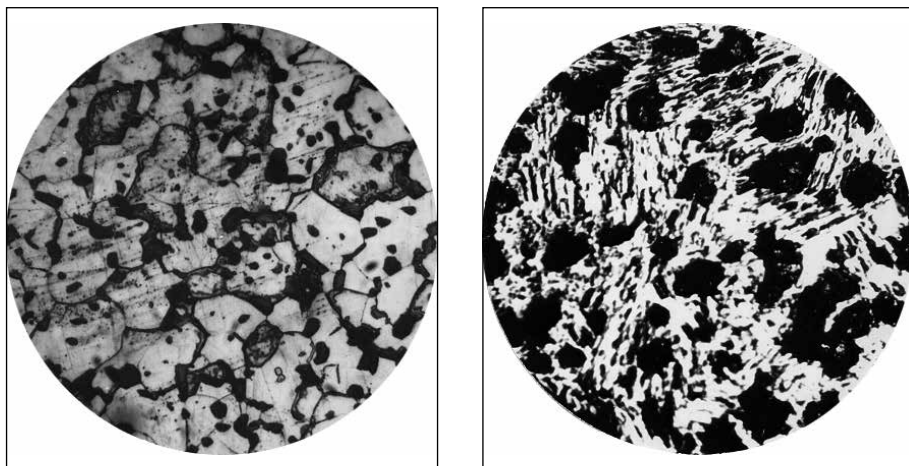


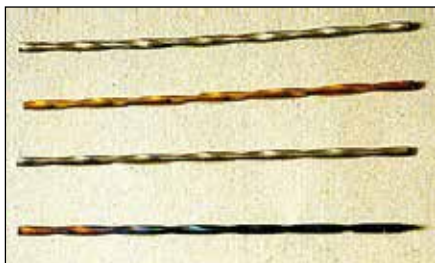
Рисунок 2.41. Микроструктура (150) твэла из $(U,Zr)C+C - 18$ в центральной части поперечного шлифа до (слева) и после (справа) испытаний в азотной ресурсной ампуле РА ($P = 0,45$ МПа, $\tau = 3540$ ч, $T_{обл} = 1950$ К)

вышения снизился на $\sim 20\%$ в центральной части поперечного сечения стержня и на $\sim 50\%$ в периферийной; параметр a_0 опять же вместо радиационного повышения снизился в центре на $\sim 0,4\%$ и на $\sim 1,6\%$ на периферии, а такой важный параметр, как $\sigma_{кр}$, снизился на почти 80 %.

Своеобразным индикатором нитрирования твэлов ЯРД является изменение цвета их поверхности. После относительно кратковременных (менее 10 ч) испытаний твэлов в реакторе ИВГ.1 в проточных азотных каналах АТК и КЭТ на режимах соответственно РРМ и РБМ их поверхности приобретали светлые золотисто-желтые оттенки, несмотря на незначительную глубину (несколько микрометров) поверхностного нитрирования. Разнообразные цветовые оттенки появлялись также при испытаниях твэлов в проточных водородных каналах [39] реактора ИВГ.1 (см. рисунок 2.42, а). Оксинитрирование топливных стержней в высокотемпературных секциях НС-3, НС-4, НС-5 и НС-6 этих каналов (на рисунке они размещены слева направо) осуществлялось за счет примесей кислорода и азота в водороде. Наиболее яркую окраску твэлы ЯРД получали после ~ 1000 -часового облучения в азотных ампулах (см. рисунок 2.42, б), а после облучения длительностью более 3000 ч их цвет изменялся [38] в сторону темных золотисто-коричневых оттенков, вплоть до черно-коричневых.

Кроме цвета поверхности твэла, в качестве элемента идентификации может использоваться также и цвет поперечного шлифа. На рисунке 2.43 это продемонстрировано для случая начального процесса нитрирования карбидного твэла: фронт нитрирования переместился в глубь стержня на ~ 120 мкм (в области исходной трещины продвижение фронта нитрирования заметно больше).

Еще одним элементом идентификации твэлов ЯРД является противоосколочное покрытие у твэлов, испытанных в гелиевых и азотных ампулах реактора РА. У штатных твэлов ЯРД покрытия отсутствуют, но в исследо-



а) твэлы из (U,Zr)C+C - 20 и (U,Zr,Nb)C - 17;



б) твэл из (U,Zr)C+C - 18

Рисунок 2.42. Внешний вид штатных твэлов ЯРД после ~2000-секундных испытаний в протоке водорода при температурах от ~2000 до ~3000 К (а) и после 924-часовых испытаний в статическом азоте при температуре 1870 К (б)

вательских целях были изготовлены небольшие партии твэлов с противосколочными покрытиями, которые предназначались для использования не по тематике ЯРД, ЯЭДУ или ЯГДУ, а для решения экологических вопросов снижения выхода газообразных продуктов деления при проведении реакторных испытаний твэлов ЯРД с открытым выхлопом водорода в атмосферу.

Твэлы с покрытиями из карбидов и карбидографитов циркония и ниобия внешне ничем не отличаются от твэлов без покрытия, при разрушении твэлов покрытия не отделяются от фрагментов любого размера, на поверхностях изломов топливных стержней покрытия практически не выявляются, и только на поперечных шлифах твэлов удается однозначно обнаруживать наличие покрытий. У твэлов, испытанных в гелиевых ампулах, это видно на травленных шлифах, а у твэлов, испытанных в азоте, это хорошо видно даже на шлифах без травления (на рисунке 2.44 показан один из таких шлифов).

Таким образом, при выполнении идентификации твэлов ЯРД, кроме измерений формы и размеров топливных стержней (или их фрагментов), определения степени обогащения урана, измерения у них таких параметров, как m , R , E , γ , $\sigma_{кр}$, a_o , NV , Π и d , изготовления снимков микроструктуры и выполнения химического анализа, необходимо обратить внимание на цвет поверхностей твэлов (или их фрагментов) и выполнить измерения их мощности дозы гамма-излучения. Это позволит отнести идентифицируемый объект к категории облученных или необлученных, а также предположительно указать на тип теплоносителя (водород, гелий, азот), в котором облучались идентифицируемые твэлы.

Твэлы ампул РАДА

В заключение остается представить информацию, необходимую для идентификации витых стержневых керамических твэлов (длиной 100 и 150 мм и диаметром 2,8 мм), предназначенных для испытаний в трех азотных ампулах высокого давления РАДА реактора РА. Семь небольших партий таких твэлов (шесть партий карбидографитовых твэлов и одна партия карбонитридных) использовались в исследованиях радиационно-химической стойкости в азоте под высоким (примерно 20 МПа) давлением по тематике, не относящейся к тематике ЯРД, ЯЭДУ или ЯГДУ.

Твэлы ампул РАДА имели повышенное содержание урана, у них варьировалась степень обогащения урана (36, 75 и 90 %), две партии карбидографитовых твэлов содержали защитные пироуглеродные (RuC) покрытия, причем у одной из них содержание урана было опасно высоким – около 38 %. Последнее связано с тем, что интенсивность нитрирования твэлов в азоте, как известно [40 - 43], усиливается с увеличением длительности и температуры испытаний, давления азота и содержания урана. При этом у твэлов с содержанием урана на уровне 40 % при высоком давлении азота обычно наблюдается сильное разупрочнение, приводящее к самопроизвольному разрушению, а защитные покрытия хотя и снижают интенсивность взаимодействия твэлов с азотом, но не устраняют его полностью.

Действительно, при проведении испытаний твэлов из (U,Zr)C+C - 38, защищенных RuC-покрытиями толщиной около 80 мкм, в специальной азотной камере высокого давления КАМА (~19 МПа) было зафиксировано [43] их самопроизвольное разрушение с чешуйчатым отслоением RuC-покрытия (рисунок 2.45).

Идентификация целых твэлов ампул РАДА, их фрагментов и скрапа из этих твэлов выполняется так же однозначно, как и в случае твэлов ЯРД, поскольку существует достаточно полная информация о геометрических параметрах, структурных характеристиках и химических составах твэлов ампул РАДА (см. таблицы 2.6 и 2.7).

Таблица 2.6. Некоторые исходные данные по твэлам азотных ампул высокого давления РАДА

Обозначение твэла	Диаметр твэла D, мм	Толщина лопасти h, мм	Длина твэла L, мм	Обогащение урана k, %	Прочность $\sigma_{ср}$, МПа	Размер зерна d, мкм	Пористость P, %	Микротвердость HV _{max} , ГПа	Период решетки a ₀ , нм
(U,Zr)C+C - 23	2,8	1,4	100	75	187	30	12	22,7	0,4731
(U,Zr)C+C - 24	2,8	1,4	100	75	169	35	15	20,7	0,4733
U,Zr)C+C - 24 ¹⁾	-/-	-/-	-/-	-/-	152	-/-	-/-	-/-	-/-
(U,Zr)C+C - 27	2,8	1,4	150	90	158	14	11	21,1	0,4737
(U,Zr)C+C - 29	2,8	1,4	100	36	215	6	7	22,3	0,4739
(U,Zr)C+C - 38 ²⁾	2,8	1,4	100	75	163	7	14	25,7	0,4752
(U,Zr)CN - 36	2,8	1,4	100	90	148	22	16	17,6	0,4656

Примечание:

- 1) - твэлы защищены RuC-покрытием толщиной около 40 мкм,
- 2) - твэлы защищены RuC-покрытием толщиной около 80 мкм.

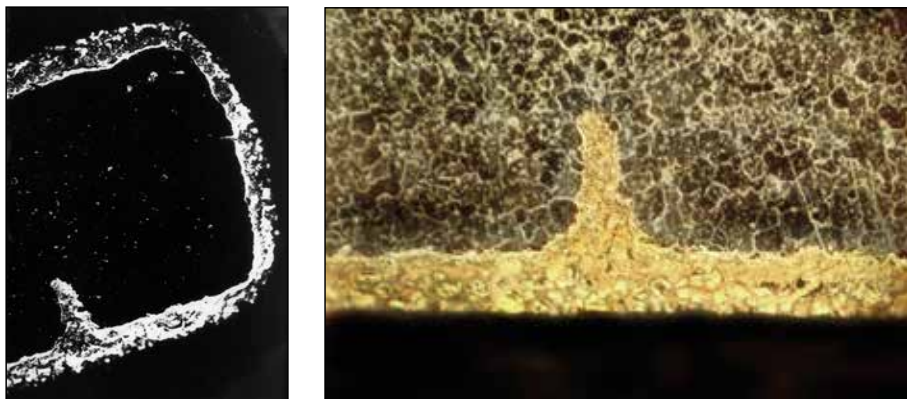


Рисунок 2.43. Микроструктура поперечного шлифа твэла из (U,Zr)C - 15 после испытаний в азотной ресурсной ампуле РА ($P = 0,45$ МПа, $\tau = 283$ ч, $T_{обл} = 1780$ К)



Рисунок 2.44. Поперечный шлиф твэла из (U,Zr)C - 30 с противоосколочным покрытием из ZrC+C после испытаний в азотной ресурсной модернизированной ампуле РА-М ($P = 0,45$ МПа, $\tau = 1050$ ч, $T_{обл} = 1520$ К)

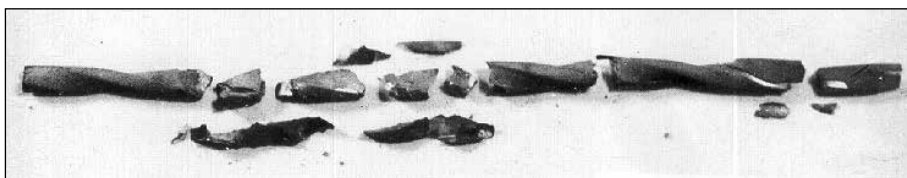


Рисунок 2.45. Внешний вид твэла из (U,Zr)C+C - 38 с PuC -покрытием после испытаний в специальной азотной камере КАМА ($P = 19$ МПа, $\tau = 16$ ч, $T_{исп} = 1650$ К)

Таблица 2.7. Исходный химический состав твэлов азотных ампул высокого давления РАДА

Обозначение твэла	Содержание элементов в материале сердечников твэлов, % (мас.)						
	U	Zr	C _{общ}	C _{своб}	N	O	W
(U,Zr)C+C - 23	23,2	66,0	10,5	0,8	0,05	0,06	0,1
(U,Zr)C+C - 24	23,9	65,6	10,2	0,7	0,07	<0,05	0,1
(U,Zr)C+C - 24+	-//-	-//-	-//-	-//-	-//-	-//-	-//-
(U,Zr)C+C - 27	27,4	61,0	9,7	0,7	0,09	0,05	0,1
(U,Zr)C+C - 29	29,1	59,7	10,5	0,9	0,02	0,05	0,1
(U,Zr)C+C - 38+	37,7	52,7	9,4	0,6	0,05	0,07	0,1
(U,Zr)CN - 36	36,4	51,4	2,1	0,05	7,3	0,4	0,05

Как видно из *таблицы 2.6*, геометрические параметры твэлов ампул РАДА несколько отличаются от таковых у твэлов ЯРД (увеличены диаметр стержня и толщина лопасти, а у твэлов одной из партий – и длина). При этом шаг закрутки S у всех твэлов остался равным 30 мм, сохранилось и направление закрутки – правовинтовое. Измерением формы и размеров такого твэла и определением степени обогащению урана (а также измерением при необходимости прочности стержня кручением на базе 15 мм) однозначно идентифицируется как целый исходный или облученный твэл, так и крупный исходный или облученный фрагмент.

Для идентификации необлученных мелких фрагментов и скрапа из необлученных твэлов ампул РАДА необходимо (кроме определения обогащения урана) воспользоваться данными *таблицы 2.6* по исходным физическим и структурным характеристикам твэлов (а при необходимости – и данными *таблицы 2.7* по исходным химическим составам материалов твэлов). В случае облученного скрапа из твэлов ампул РАДА данные по структурным характеристикам приобретут зависящие от температуры $T_{обл}$ радиационно-химические изменения (см. в *таблице 2.6* данные по a_0 и HV_{max}).

В облученных твэлах индикатором нитрирования будет являться изменение цвета их поверхностей и цвета шлифов, а также микроструктурные изменения. При этом изменения цвета и микроструктурные изменения позволяют оценить глубину нитрирования твэла h_n (результаты такой оценки показаны в *таблице 2.8*, где все партии твэлов расставлены в порядке убывания их стойкости в азоте). Из данной таблицы можно видеть, что у твэлов из (U,Zr)C+C - 38 имеет место почти сквозное нитрирование (глубина h_n сравнима с полутолщиной лопасти), а у твэлов двух верхних партий взаимодействие с азотом практически полностью отсутствует.

Микроструктура пронитрированного материала показана на *рисунке 2.46* на примере наименее стойких в азоте твэлов ампул РАДА, т.е. твэлов из (U,Zr)C+C - 38. Примерно такой же вид имеют и микроструктуры в пронитрированных периферийных участках поперечных шлифов остальных четырех партий твэлов с глубиной нитрирования ~ 30 , ~ 80 , ~ 400 и ~ 450 мкм. В центральных частях поперечных шлифов твэлов этих партий сохранялось исходное состояние микроструктуры.

Таблица 2.8. Изменение среднемассового периода решетки и микротвердости у твэлов, облученных в азотных ампулах высокого давления РАДА в течение 69 ч

Обозначение твэла	$T_{обл}, K$	$h_n, мм$	$\Delta a_o/a_o, \%$	$\Delta HV_{max}/HV_{max}, \%$
(U,Zr)C+C - 24+	1180	0	0,07	10
(U,Zr)CN - 36	1650	0	0,03	4
(U,Zr)C+C - 23	1530	~0,03	0,02	6
(U,Zr)C+C - 27	1500	~0,08	0,04	7
(U,Zr)C+C - 29	1680	~0,40	-0,5	3 *
(U,Zr)C+C - 24	1140	~0,45	-0,3	9 *
(U,Zr)C+C - 38+	1220	~0,65	-2,6	-15 *

Примечание: * - данные относятся к центральным областям шлифов

Использование имеющихся в *таблицах 2.6 и 2.8* характеристик твэлов дает наглядную и важную информацию о твэлах ампул РАДА. Однако идентификация облученного скрапа из таких твэлов, как и в случае идентификации облученного скрапа из твэлов ЯРД, будет базироваться на результатах химического анализа. Очевидно, что облучение в азоте изменит приведенные в *таблице 2.7* химические составы некоторых партий твэлов: неизменными останутся составы у карбонитридных твэлов из (U,Zr)CN - 36 и у карбидографитовых твэлов из (U,Zr)C+C - 24 с качественно нанесенным защитным

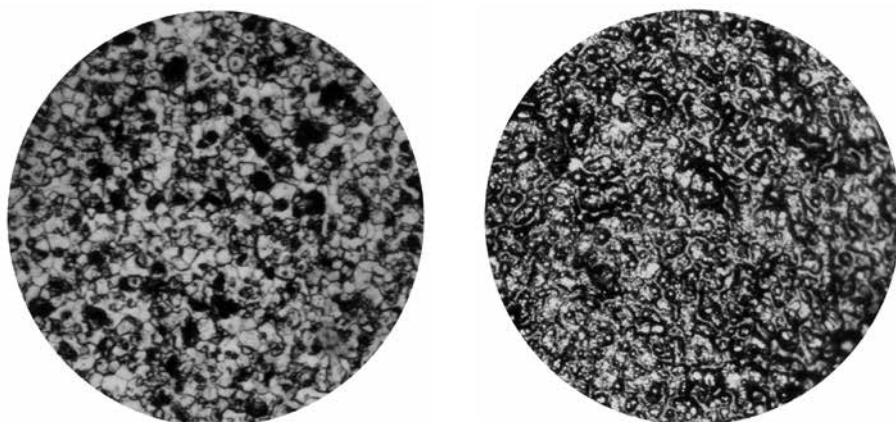


Рисунок 2.46. Микроструктура твэла (150) из (U,Zr)C+C - 38 в центре поперечного шлифа до (слева) и после (справа) испытаний в азотной ампуле РАДА ($P = 19,5$ МПа, $\tau = 69$ ч, $T_{обл} = 1220$ К)

Рус-покрытием, а изменения (связанные в основном с увеличением относительного содержания азота) произойдут в остальных партиях карбидографитовых твэлов. Но эти изменения не могут принципиальным образом повлиять на результаты идентификации, поскольку в обязательном порядке будет выполняться условие идентификации твэлов ампул РАДА путем химического анализа: сумма измеренных массовых содержаний элементов U, Zr, N и $C_{\text{общ}}$ должна быть близка к 100 %.

Таким образом, заканчивая рассмотрение особенностей идентификации стержневых керамических твэлов реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА, необходимо отметить, что все эти твэлы (являющиеся в исходном состоянии карбидными, карбидографитовыми или карбонитридными) достаточно близки по форме, размерам, элементному составу и свойствам, и поэтому для их идентификации должна использоваться единая последовательность этапов ее выполнения: визуальный осмотр (с фиксацией цвета), измерение мощности дозы, измерение геометрических размеров, определение обогащения, измерение физических характеристик, определение структурных характеристик, установление элементного состава. Следует при этом иметь в виду, что для однозначной идентификации этих твэлов не обязательно выполнение всей указанной последовательности идентификационных этапов, полная идентификация может наступить уже после выполнения нескольких первых этапов.

2.7.2 Идентификация топливных деталей реактора ИВГ.1М

Форма и размеры твэлов реактора ИВГ.1М

В 1990 году исследовательский высокотемпературный газоохлаждаемый реактор ИВГ.1 был реконструирован (модернизирован) в исследовательский водоохлаждаемый гетерогенный реактор ИВГ.1М, предназначенный для материаловедческих исследований по проблемам безопасности ядерных и термоядерных энергетических реакторов. При этом активная зона модернизированного реактора ИВГ.1М (исследовательского гетерогенного корпусного реактора канального типа на тепловых нейтронах с легководным замедлителем и теплоносителем и бериллиевым отражателем) была укомплектована 30 разработанными и изготовленными во ФГУП НИИ НПО «Луч» (г. Подольск) проточными водоохлаждаемыми технологическими каналами типа ВОТК, а в центре активной зоны был организован петлевой экспериментальный канал диаметром 80 мм для обеспечения возможности проведения материаловедческих исследований.

Каналы ВОТК двух модификаций, различающихся только конструкцией ТВС, располагаются в этом реакторе тремя кольцевыми рядами таким образом, что в третьем (периферийном) ряду находятся 18 каналов с ТВС, содержащими по одной нагревной секции, укомплектованной твэлами длиной 600 мм, а в первом и втором рядах – 12 каналов с ТВС, содержащими по две секции, одна из которых укомплектована твэлами длиной 600 мм, а другая – твэлами длиной

200 мм. Твэлы длиной 200 мм ничем (кроме длины) не отличаются от твэлов длиной 600 мм, те и другие представляют один и тот же тип оболочкового спирально-стержневого двухлопастного твэла с диаметром описанной окружности 2,8 мм и толщиной лопасти 1,5 мм. Внешний вид твэла 600-миллиметровой длины показан на *рисунке 2.47*. Материалом оболочки твэлов реактора ИВГ.1М является цирконий-ниобиевый сплав Э110 (Zr+1%Nb), а материалом сердечника – цирконий-урановый сплав с содержанием урана в пределах от ~3 до ~4 % (мас.); торцы твэлов защищены никелевым покрытием.



Рисунок 2.47. Внешний вид твэла исследовательского реактора ИВГ.1М

Возможность идентификации твэлов реактора ИВГ.1М

Среди большого количества исследовательских реакторов существуют реакторы, использующие одинаковые или близкие по форме и размерам однотипные твэлы, что сильно затрудняет идентификацию реактора, которому принадлежит конкретный твэл. С этой точки зрения твэлы реактора ИВГ.1М индивидуальны и предназначены только для этого реактора. Ни один из исследовательских реакторов не имеет таких твэлов, и квалифицированному эксперту не составит труда только по одному внешнему виду твэла указать на его предполагаемую принадлежность реактору ИВГ.1М [29, 44].

Действительно, идентифицируемый твэл реактора ИВГ.1М со светлой блестящей металлической поверхностью имеет, как показано на *рисунке 2.48*, форму длинной пластины (длина которой много больше ее ширины и толщины), закрученную с шагом S (равным 30 мм) вдоль оси в левовинтовом направлении.

Если в дополнение к визуальному обследованию выполнить измерения длины, диаметра окружности D , толщины лопасти h и шага закрутки S , массы твэла (среднее значение массы у 600-миллиметрового твэла составляет ~15,4 г, у 200-миллиметрового – втрое меньше), а также его электросопротивления (погонное электросопротивление твэла составляет около 0,15 Ом/м) и определить степень обогаще-

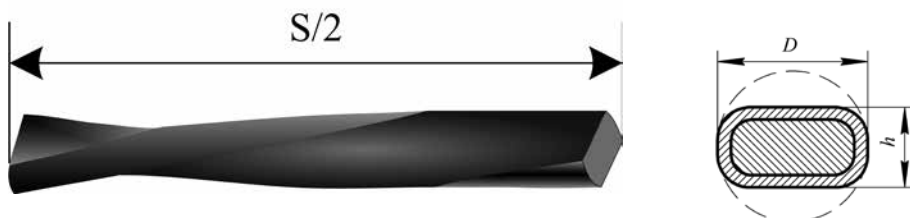


Рисунок 2.48. Внешний вид фрагмента твэла и его основные геометрические параметры: $S \gg D$, $S \gg h$

ния его топлива (обогащение урана по изотопу ^{235}U в твэлах реактора ИВГ.1М составляет 90 %), то идентификация целого твэла будет полностью закончена. Выполнение полной процедуры идентификации гарантирует установление принадлежности идентифицируемого целого твэла реактору ИВГ.1М.

Задача идентификации фрагментов твэлов заметно усложняется, поскольку будут отсутствовать данные по таким характерным параметрам твэла, как его длина и масса, а в случае очень коротких (менее 5 мм) фрагментов – и погонное электросопротивление. В такой ситуации становится необходимым выполнение дополнительных исследований конструкции, состава, структуры и свойств идентифицируемых фрагментов и сравнение полученных результатов с известными данными по конструкции, составу, структуре и свойствах твэлов реактора ИВГ.1М, которые можно найти в технологии изготовления этих твэлов, в проверке качества их изготовления и в результатах их исследований в исходном и облученном состояниях.

Технология изготовления твэлов

Основу технологической схемы изготовления твэлов исследовательского реактора ИВГ.1М составляют совместное прессование топливного сердечника с оболочкой и волочение полученного биметаллического прутка. Основными операциями изготовления твэлов являются: получение цирконий-уранового сплава, выплавление цилиндрических топливных слитков, прессование слитков, изготовление биметаллических пресс-заготовок, прессование биметаллических прутков, волочение проволоки, сплющивание проволоки, скручивание сплющенной проволоки, резка твэлов в размер, рихтовка, герметизация торцов.

Получение цирконий-уранового сплава осуществляется в электродуговой печи в атмосфере инертного газа нерасходуемым вольфрамовым электродом: после расплавления на медной водоохлаждаемой подложке навески из кусочков урана и циркония (в требуемом весовом соотношении) получается небольшая топливная «лепешка». Выплавление топливных слитков диаметром около 50 мм и высотой 60-80 мм проводится переплавлением кусочков измельченных «лепешек» в медном водоохлаждаемом тигле электродуговой печи в среде инертного газа. Прессование (выдавливание) топливных слитков проводится на гидравлическом прессе при температуре 800 °С с коэффициентом вытяжки μ около 7 (семикратное уменьшение площади сечения слитка).

Изготовление биметаллической пресс-заготовки выполняется путем сборки выдавленного топливного слитка, стакана из сплава Э110, технологической пробки из того же сплава и медной шайбы с последующей герметизацией слитка в стакане привариванием пробки к стакану. Прессование (выдавливание) биметаллических прутков проводится при температуре 700 °С с коэффициентом вытяжки $\mu = 19$. Такая вытяжка обеспечивает качественное металлургическое сцепление сердечника с оболочкой и в то же время не приводит к разрушению пуансона. Отпрессованные прутки диаметром ~ 8 мм отжигаются при 800 °С в течение 1 ч в вакууме 1×10^{-3} торр.

Многопроходное волочение отпрессованных прутков до диаметра 2,3 мм осуществляется через твердосплавные фильеры на цепном волочильном станке и волочильном барабане с тремя промежуточными и одним заключительным отжигами при 800 °С. Сплющивание проволоки диаметром 2,3 мм выполняется на прокатном стане в два приема с одним промежуточным отжигом: сначала сплющивание до толщины 1,8 мм, затем одночасовой отжиг при 800 °С, а затем сплющивание до окончательной толщины 1,5 мм (сплющивание проволоки без промежуточного отжига приводит к разрушению топливного сердечника). Скручивание сплющенной проволоки с заданным шагом проводится с помощью вращающейся фильеры, а в качестве тянущего устройства используется волочильный барабан.

Резка твэлов в размер проводится на отрезном станке с использованием специального кондуктора. Рихтовка твэлов осуществляется путем двукратного проталкивания каждого твэла через вращающуюся со скоростью 1000 об/мин слегка изогнутую трубку длиной 200 мм. Герметизация торцов твэлов для предотвращения выхода продуктов деления из топливного сердечника в теплоноситель производится методом электролитического осаждения никеля: после химической подготовки торцов твэлов осаждение выполняется последовательно в двух никельсодержащих растворах (в первом растворе создается слой толщиной около 5 мкм, обладающий хорошей адгезией, а во втором наращивается плотный слой толщиной не менее 50 мкм).

В заключение осуществляется проверка качества изготовленных твэлов путем исследования заданного числа изделий в каждой партии. При этом контролируется толщина никелевого защитного покрытия и его герметичность, геометрические размеры твэла (диаметр, длина, кривизна, толщина лопасти, шаг закрутки), равномерность распределения U-235 по длине изделия, химический состав твэла. В частности, толщина покрытия торцов твэлов контролируется металлографическим методом на продольном разрезе торца твэла, а герметичность покрытия – химическим способом по разности скоростей взаимодействия циркония и никеля с плавиковой кислотой (у никеля она на два-три порядка меньше, чем у циркония); равномерность распределения U-235 в твэле контролируется как радиометрическим, так и химическими методами, а химический состав твэла – стандартными методами аналитической химии.

Результаты этих контрольных исследований содержат те исходные данные по конструкции, составу и структуре твэлов реактора ИВГ.1М, которые необходимы при идентификации фрагментов твэлов. Так, например, из усредненных данных по составу твэлов (таблица 2.9) можно видеть, что характерной особенностью химического состава твэлов реактора ИВГ.1М является (кроме обязательного наличия циркония, урана и ниобия) повышенное содержание примесей железа и меди.

Таблица 2.9. Химический состав твэлов реактора ИВГ.1М

Определяемый элемент	Содержание, % (мас.)	Определяемый элемент	Содержание, % (мас.)	Определяемый элемент	Содержание, % (мас.)
Кобальт	$<0,4 \cdot 10^{-3}$	Титан	$2,4 \cdot 10^{-3}$... $4,1 \cdot 10^{-3}$	Углерод	$7,0 \cdot 10^{-3}$
Бериллий	$0,4 \cdot 10^{-3}$	Хром	$2,8 \cdot 10^{-3}$... $3,4 \cdot 10^{-3}$	Железо	$1,5 \cdot 10^{-2}$... $3,4 \cdot 10^{-2}$
Свинец	$0,4 \cdot 10^{-3}$... $0,8 \cdot 10^{-3}$	Кальций	$<4 \cdot 10^{-3}$	Медь	$1,5 \cdot 10^{-2}$... $9,8 \cdot 10^{-2}$
Марганец	$0,5 \cdot 10^{-3}$... $2,4 \cdot 10^{-3}$	Никель	$3,3 \cdot 10^{-3}$... $4,0 \cdot 10^{-3}$	Ниобий	$4,2 \cdot 10^{-1}$... $4,4 \cdot 10^{-1}$
Алюминий	$1,6 \cdot 10^{-3}$... $3,0 \cdot 10^{-3}$	Кислород	$<5 \cdot 10^{-3}$	Уран	1,7 ... 2,4
Гафний	$2,0 \cdot 10^{-3}$... $6,9 \cdot 10^{-3}$	Кремний	$6,5 \cdot 10^{-3}$... $9,9 \cdot 10^{-3}$	Цирконий	остальное

Из металлографических данных следовало, что среднее значение толщины оболочки твэла составляет $\sim 0,25$ мм; при этом на снимках фиксировалась (рисунок 2.49) полная сплошность металлургического сцепления темно-серой (Zr,Nb)-оболочки со светло-серым (Zr,U)-сердечником, наблюдалась также (рисунок 2.50) хорошая адгезия защитного Ni-покрытия к торцу твэла (хорошая сплошность диффузионного сцепления белого Ni-покрытия с темно-серой (Zr,Nb)-оболочкой и со светло-серым (Zr,U)-сердечником). Из металлографических данных следовало также, что средний размер зерен как у материала оболочки, так и у материала сердечника твэла одинаков и находится в диапазоне от 15 до 20 мкм, а средняя толщина защитного Ni-покрытия торцов твэлов находится в диапазоне от 50 до 100 мкм.

Данные по конструкции, структуре и свойствам твэлов реактора ИВГ.1М, которые необходимы при идентификации их фрагментов, имеются также в результатах послереакторных исследований твэлов [45 – 47] одного из каналов ВОРК третьего кольцевого ряда, разделанно-

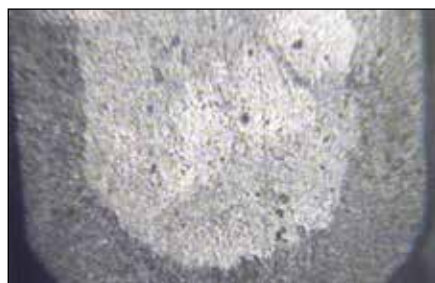
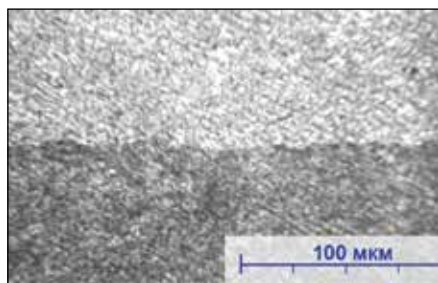


Рисунок 2.49. Структура твэла в области перехода от оболочки к топливному сердечнику

го в 2004 году. В этих исследованиях определялась степень деградации коррозионного и радиационного состояния твэлов после эксплуатации в течение ~14 лет (в исследованиях использовались отторцованные образцы, врезанные из шести облученных и шесть исходных твэлов).

Была зафиксирована высокая коррозионная стойкость (Zr,Nb)-оболочек твэлов в воде: визуально и на фотоснимках состояния поверхностей облученных и исходных твэлов выглядели совершенно одинаковыми. Результат оказался вполне ожидаемым, так как известно [47], что изменения состояний поверхностей цирконий-ниобиевых образцов-свидетелей реактора ИВГ.1М даже после ~29 лет пребывания в реакторе в тех же условиях были минимальными.

Изучением образцов исходных и облученных твэлов было установлено, что исходная (заданная технологией изготовления) сплошность механического и диффузионного сцепления (Zr,Nb)-оболочки с топливным (Zr,U)-сердечником у облученных твэлов сохраняется полностью, исходная сплошность диффузионного сцепления белого Ni-покрытия с темно-серой (Zr,Nb)-оболочкой и со светло-серым (Zr,U)-сердечником у облученных твэлов также сохраняется полностью.

Радиационные изменения параметров твэлов оказались незначительными. При измерении плотности, микротвердости и погонного электросопротивления твэлов установлено, что облучение до флюенса тепловых нейтронов $\sim 2,3 \times 10^{19} \text{ см}^{-2}$ при температуре топливного сердечника $\sim 65^\circ \text{C}$ не привело к заметным изменениям этих параметров: плотность твэла, микротвердость оболочки, микротвердость сердечника и погонное электросопротивление твэла до и после облучения оставались равными соответственно $\sim 6,6 \text{ г/см}^3$, $\sim 1,6 \text{ ГПа}$, $\sim 1,8 \text{ ГПа}$ и $\sim 0,15 \text{ Ом/м}$.

Таким образом, из всего сказанного о витых стержневых цирконий-урановых твэлов реактора ИВГ.1М следует, что представленный набор идентификационных признаков этих твэлов гарантирует возможность установления принадлежности идентифицируемого целого твэла реактору ИВГ.1М. Возможно также и установление принадлежности идентифицируемого фрагмента твэла длиной не менее 5 мм реактору ИВГ.1М при условии выполнения тщательных исследований особенностей конструкции, состава, структуры и свойств этого фрагмента.

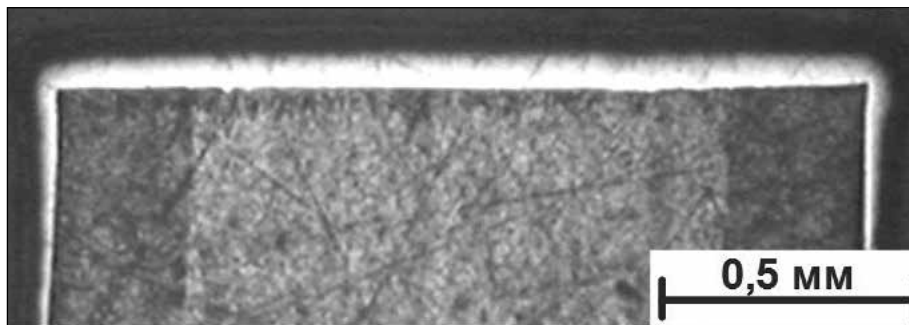


Рисунок 2.50. Состояние никелевого покрытия на торце твэла

2.7.3 Идентификация топливных деталей реактора ИГР

Активные зоны большинства реакторов состоят из индивидуальных деталей простой геометрической формы. Все они имеют либо разные геометрические размеры и мелкие индивидуальные особенности конструкции, либо совершенно одинаковые по конструкции детали, используемые в небольшом числе разных реакторов. Но топливные детали реактора ИГР выгодно отличаются от топливных деталей остальных исследовательских реакторов тем, что эти уран-графитовые блоки (рисунк 2.51) не имеют аналогов в мире [27].

Особенности идентификации топлива ИГР

Для надежной идентификации топливных деталей, подобных топливным деталям исследовательского реактора ИГР, всегда желательно иметь информацию о технологии изготовления идентифицируемых деталей. Топливные уран-графитовые блоки реактора ИГР изготавливались из обычных графитовых блоков методом пропитки, для чего блок погружался в раствор $UO_2(NO_3)_2$, при этом раствор урана через поверхности по порам в графите проникал внутрь. Затем блок извлекался из раствора, просушивался и прогревался до температуры $\sim 1000^\circ C$ для удаления воды. В результате этих операций распределение урана по объему блока приобретало следующую неравномерность: максимальная концентрация урана имела место у поверхностей, а минимальная внутри блока, причем в некоторых блоках коэффициент неоднородности достигает величины ~ 3 .



Рисунок 2.51. Внешний вид топливных блоков реактора ИГР

В связи с отмеченным при идентификации топлива реактора ИГР должны быть приняты во внимание следующие параметры: внешний вид и геометрические размеры, состав и количество всех примесей, особенности структуры графита (тщательно они пока не изучались), концентрация урана и его изотопный состав, обогащение по изотопу ^{235}U , плотность материала, уровни n - и γ -излучений. Других характеристик, которые можно было бы использовать для идентификации, нет.

По внешнему виду топливо реактора ИГР напоминает графит, и в действительности им и является, так как содержание урана в нем настолько невелико, что уран можно даже рассматривать как примесь в графите. Плотность топливных деталей близка к плотности обычного графита. Нейтронного излучения от топливных деталей практически нет, уровень гамма-излучения от необлученных блоков находится на уровне естественного фона, от облученных (после полугодовой выдержки) – примерно 1 мР/с.

При разрушении топливной детали и превращении ее в скрап неизбежно сознательное или случайное загрязнение топливного материала и вполне возможно появление новых примесных элементов, которых не было ранее в топливных деталях. Поэтому при анализе «неизвестного» топлива следует обращать внимание на размер фракций и места отбора проб (учитывая то предполагаемое обстоятельство, что пробы, отобранные от внутренних объемов материала, не будут загрязнены).

Концентрация урана в топливных блоках не постоянна, она изменяется не только от блока к блоку, но и по объему одного блока. Если топливный блок превращен в скрап, то из-за эффекта перемешивания концентрация урана будет соответствовать средней величине, но для небольших фрагментов блока величина концентрации может до нескольких раз отличаться от средней величины. Эти отличия могут быть еще сильнее, если в состав скрапа будет входить топливо от блоков с повышенным содержанием урана.

В целях уточнения состава и концентрации примесей в топливе реактора ИГР были исследованы образцы материалов исходных и облученных уран-графитовых блоков. В проведенных исследованиях особое внимание обращалось на нейтронопоглощающие элементы, главным образом, бор, кадмий и гадолиний. Эти элементы оказывают существенное влияние на нейтронно-физические характеристики реактора, и их концентрации оговариваются при изготовлении топливных деталей. В процессе исследований пробы графита снимались равномерно по поверхности с площадок размером примерно 1 см² и глубиной материала до ~0,5 см. Установлено, что кадмий и гадолиний в графите топливного блока не обнаруживаются, результаты определения содержания бора показали, что его содержание изменяется от пробы к пробе до нескольких раз. Анализ результатов измерения примесей в составе уран-графитового топлива показал, что из 15 обнаруженных примесных элементов, постоянная концентрация в разных пробах имеет место лишь только для шести элементов – Si, Pb, Ca, Cr, K, Na, тогда как концентрации остальных элементов изменяются в несколько раз в зависимости от конкретного блока.

Следует отметить, что в одной из проб, отобранной с поверхности блока, обнаружено очень большое содержание бора, причем разница между

максимальной и минимальной концентрациями достигла двух порядков. Скорее всего, это было связано с загрязнением тонкого поверхностного слоя графитового блока после его изготовления при контактах с борсодержащими материалами при транспортировке, хранении или эксплуатации.

Таким образом, из представленных сведений о топливных деталях реактора ИГР следует возможность надежной идентификация уран-графитовых блоков этого реактора. В случае целого блока (или его крупного фрагмента) квалифицированные эксперты безошибочно (или с очень большой вероятностью) определяют происхождение «неизвестного ядерного материала», выполнив, при необходимости, простейшие измерения геометрических размеров, массы и определение средней плотности. Идентификация возможна даже в том случае, когда топливная деталь повреждена и разбита, но обломки все-таки позволяют восстановить и оценить форму и размеры исходной детали. Если топливная деталь реактора ИГР разрушена и превращена в scrap, то для идентификации не детали, а уже «неизвестного» топлива становится необходимым измерение его обогащения, изотопного состава, состава примесей и уровня γ -излучения.

Заключение

В течение последних примерно десяти лет сотрудники Филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК были задействованы в поддержке режима нераспространения ядерных материалов, то есть активно участвовали в противодействии незаконному обороту ядерных материалов путем сбора и опубликования необходимой и достаточной информации по идентификационным признакам топливных деталей исследовательских реакторов ИВГ.1, ИРГИТ, РА, ИВГ.1М и ИГР. Почти все работы выполнялись в содружестве и в соавторстве с теми российскими специалистами из РФЯЦ ВНИИТФ (г. Снежинск), которые трудились и трудятся (при грантовой поддержке МНТЦ) в актуальном направлении создания базы данных по надежным идентификационным признакам топливных деталей для всех исследовательских реакторов. Полностью завершены все работы по изучению возможностей и особенностей идентификации таких топливных деталей, как витые стержневые безоболочковые твэлы для ранее разрабатывавшихся реакторов ЯРД, ЯЭДУ и ЯГДУ, витые стержневые оболочковые твэлы для реактора ИВГ.1М и топливные блоки для реактора ИГР. Показана возможность установления полной идентификации для всех указанных топливных деталей, причем находящихся как в целом состоянии, так и в состоянии частичного или полного разрушения.

2.8 Исследования в поддержку создания и эксплуатации токамака КТМ

В настоящий момент реализуется научно-техническая программа в поддержку создания и эксплуатации токамака КТМ. В рамках программы решаются следующие задачи.

1. Создание расчетного кода TOKSCEN (ТОKamak SCENario) для численного моделирования сценария эволюции плазмы в токамаке КТМ [48]. Моделирование основано на численном решении уравнений в част-

ных производных равновесия плазмы Греда-Шафранова и уравнений электрических цепей для вихревых токов на пассивных элементах вакуумной камеры токамака. Код позволяет также рассчитывать инкремент вертикальной неустойчивости на каждом шаге эволюции плазмы. Этот код создается на современном языке программирования C++ для подготовки новых сценариев разряда плазмы на токамаке КТМ, анализа экспериментальных данных и может быть использован на других токамаках. На рисунке 2.52 показано главное окно расчетного кода TOKCSEN.

2. Усовершенствование и развитие диагностического комплекса токамака КТМ.

Разработана широкоугольная видеосистема визуализации на основе многоэлементного оптического световода и внутреннего патрубка, позволяющего приблизить объектив системы к плазменному разряду на близкое расстояние [49]. Созданная система визуализации состоит из двух видеокамер (скоростной – до 1000 кадров/с и медленной – до 30 кадров/с), позволяющих одновременно визуализировать плазменный разряд и большую часть внутренних элементов вакуумной камеры токамака КТМ в видимой области спектра. Первая позволяет проводить исследования быстропротекающих процессов, а вторая имеет четкое цветное изображение плазмы и первой стенки, проводить срав-

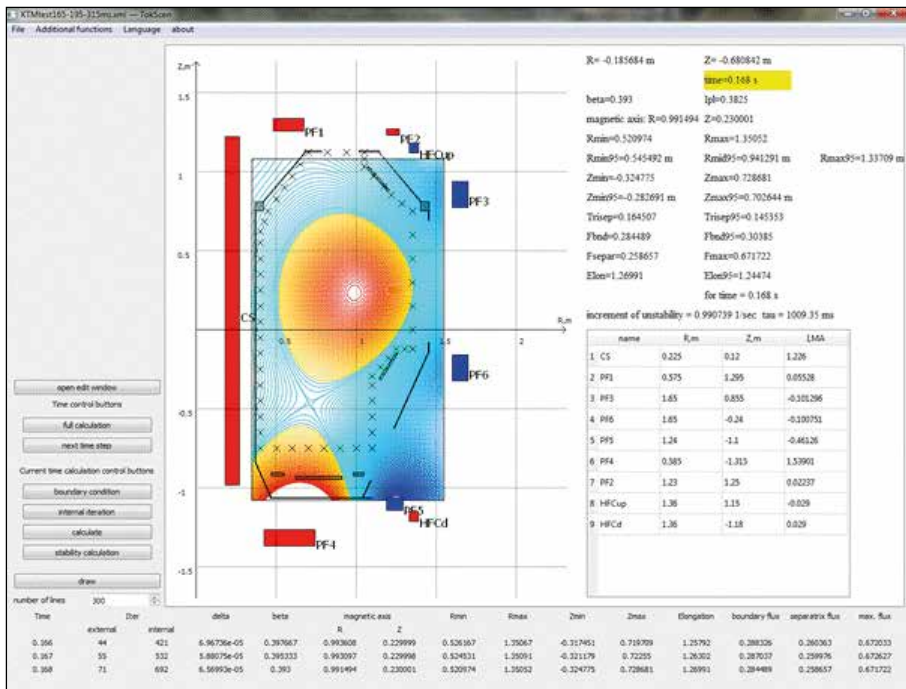
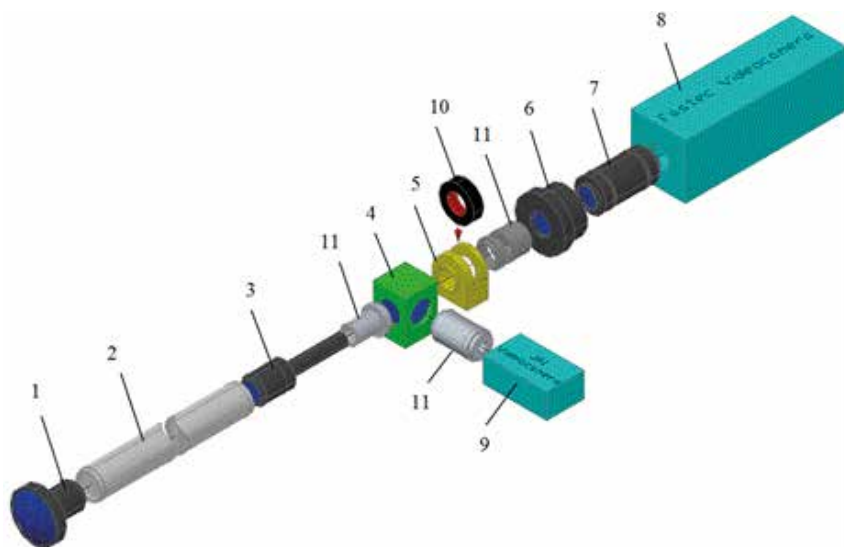


Рисунок 2.52. Главное окно расчетного кода TOKCSEN

нительный анализ с быстрой камерой и другими диагностиками, а также вести наблюдения за плазмой в реальном масштабе времени. Разработана и изготовлена экранировка видеокамер системы от магнитных полей токамака КТМ. На *рисунке 2.53* показана компоновка оптических элементов системы визуализации плазменного шнура. На *рисунках 2.54 – 2.56* показано размещение системы визуализации на КТМ. На *рисунках 2.57, 2.58* показаны видеокадры, полученные системой визуализации в вакуумной камере токамака КТМ при ее тестировании.

Разработано устройство и выбраны патрубки токамака КТМ для присоединения видеокамеры системы визуализации диверторной области в видимом диапазоне с частотой до 400 кадров/с. Разработана и изготовлена экранировка видеокамеры от магнитных полей токамака КТМ. Выбранные места размещения системы на КТМ позволят проводить изучение процессов в диверторной области и взаимодействие плазма-стенка; разработанные вакуумные смотровые окна и крепежные элементы позволяют устанавливать систему в нужном положении и проводить наблюдения за диверторной областью в исследованиях на токамаке КТМ. На *рисунках 2.59 – 2.61* показаны схемы размещения системы визуализации диверторной области в патрубках токамака КТМ и вид системы визуализации с электромагнитным экраном для видеокамеры.



1 – входной объектив; 2 – оптоволоконный световод; 3 – проецирующий объектив Infnistix (1:1); 4 – оптический разветвитель; 5 – держатель фильтров в оправе; 6 – ЭОП; 7 – оборачивающий объектив (1:1); 8 – быстрая видеокамера; 9 – медленная видеокамера; 10 – оправа для фильтров; 11 – оптические соединительные трубки

Рисунок 2.53. Компоновка оптических элементов системы визуализации плазменного шнура

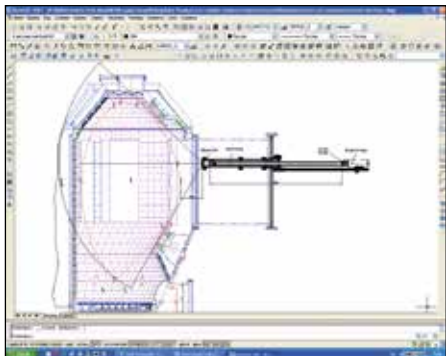


Рисунок 2.54. Размещение системы визуализации в ВК токамака КТМ



Рисунок 2.55. Смотровой вакуумный патрубок для размещения оптоволоконного световода и объектива системы визуализации



Рисунок 2.56. Система визуализации, смонтированная на вакуумной камере токамака КТМ

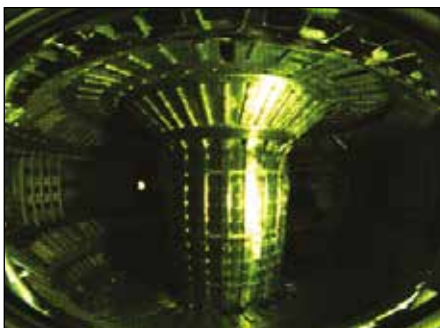
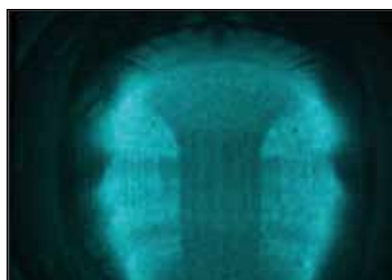


Рисунок 2.57. Видеокадр системы визуализации внутри вакуумной камеры КТМ без плазмы



Медленная камера – 30 к/с



Скоростная камера – 250 к/с

Рисунок 2.58. Видеокадры, полученные при предыонизации рабочего газа в ВК токамака КТМ

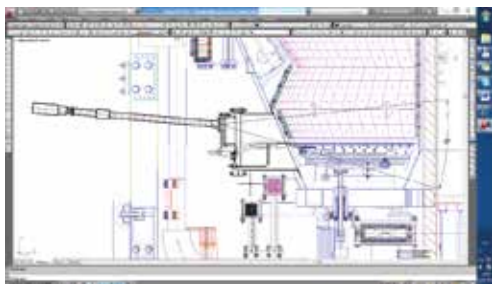


Рисунок 2.59. Размещения системы визуализации диверторной области в патрубке $dy\ 320$



Рисунок 2.60. Размещение системы визуализации диверторной области в наклонном патрубке $dy80$



Рисунок 2.61. Размещение системы визуализации диверторной области в прямом патрубке $dy80$

Начата разработка видеосистемы визуализации внутренней части вакуумной камеры токамака КТМ в инфракрасном диапазоне, которая позволит получать данные по распределению температур на диверторе и по тепловым потокам из плазмы на дивертор во время плазменных и материаловедческих экспериментов на токамаке КТМ.

Проводится тестирование штатных диагностик первой очереди в рамках подготовки к физическому пуску токамака КТМ.

3. Проведение экспериментов по изучению характеристик магнитной системы и отработке режимов запуска токамака КТМ

Разработана методика экспериментальной оценки параметров дифференциальных уравнений динамики токов полоидальных обмоток и обобщенных параметров дифференциальных уравнений динамики вихревых токов на вакуумной камере и их магнитных связей с обмотками полоидального поля. Методика основана на использовании штатных высоковольтных конденсаторных источников питания, которые разряжаются на полоидальные обмотки по заданной схеме и режимам, регистрации токов в полоидальных обмотках и наведенных вихревых токов на вакуумной камере, а также на использовании при обработке экспериментальных данных метода наименьших квадратов и современной поисковой системы – эволюционный поиск минимума функционала в многомерном пространстве параметров. Для методики были получены

(выведены) уравнения математической модели динамики токов магнитной системы токамака КТМ в обобщенных параметрах [50].

Проведено моделирование (физическое и математическое) динамики токов в переключающем устройстве обмотки центрального соленоида на балластный резистор для изучения процессов в нем и проведения расчетов для физического и рабочего пусков токамака КТМ. На основе полученных результатов были определены технические требования к балластным резисторам и элементам схем переключателя тока для физического и рабочего пусков, начато оформление заказа на их изготовление. Без применения такого переключателя тока в обмотке CS и балластного резистора невозможно получить необходимые условия по уровню электрического поля в вакуумной камере для реализации начальной фазы физпуска и рабочего пуска – пробоя. На *рисунке 2.62* показаны фотографии элементов физической модели высоковольтного переключо-



а) слева – высоковольтная конденсаторная батарея, в центре – балластное сопротивление



б) сборки силовых элементов в монтажном шкафу



в) сборка мощных тиристоров прямой ветви тока



г) сборка мощных диодов переключателя тока



д) сборка мощных тиристоров ключа переключателя тока)

Рисунок 2.62. Фотографии элементов схемы физической модели высоковольтного переключателя тока обмотки CS токамака КТМ

чателя тока обмотки CS на основе мощных тиристоров и диодов. На рисунках 2.63, 2.64 показано совпадение диаграмм токов и индуктивного напряжения на обмотке CS, измеренных в эксперименте с физической моделью переключателя тока и рассчитанных по разработанной математической модели. На рисунке 2.65 показаны зависимости балластного сопротивления, индуктивности и зарядного напряжения емкости ключа переключателя тока от максимального значения тока в обмотке CS для диапазона токов от 10 до 28 кА (от физпуска до рабочего пуска), рассчитанные по разработанной математической модели, полученной на основе экспериментальных данных на физической модели. Эти результаты будут использованы при подготовке к физическому пуску и рабочим пускам токамака КТМ.

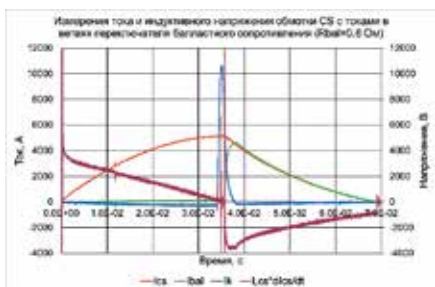


Рисунок 2.63. Измеренные токи в ветвях контуров физической модели и измеренное индуктивное напряжение на обмотке CS при $R_{bal} = 0,6 \text{ Ом}$

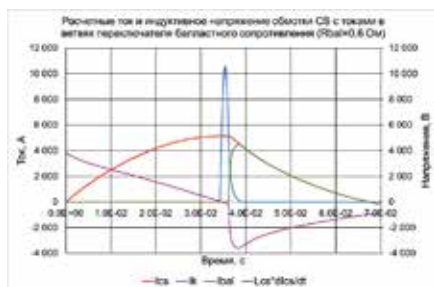


Рисунок 2.64. Рассчитанные токи и индуктивное напряжение на обмотке CS при параметрах физической модели при $R_{bal} = 0,6 \text{ Ом}$

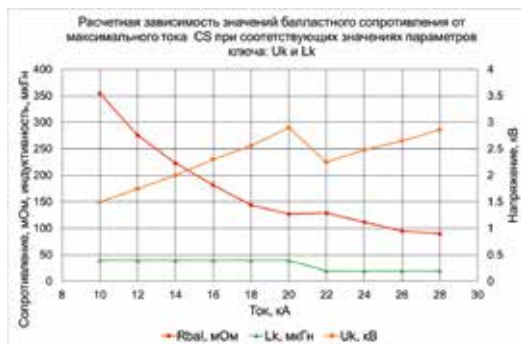


Рисунок 2.65. Зависимости балластного сопротивления, индуктивности и зарядного напряжения емкости ключа переключателя тока от максимального значения тока в обмотке CS для диапазона токов от 10 до 28 кА (от физпуска до рабочего пуска)

Проведены работы по изучению начальной фазы плазменного разряда – пробоя с использованием двух схем – с положительным и отрицательным изменением магнитного потока в обмотке CS. В этих работах используются высоковольтные конденсаторные источники питания (до 4-х батарей), нештатная система предыонизации мощностью 2 кВт с СВЧ-излучением частотой 2,45 ГГц, электромагнитные и физические диагностики первой очереди, нештатная и затем штатная система регистрации параметров, расчетный код восстановления карты магнитных полей в полоидальном сечении вакуумной камеры ММФ, разработанный в НИИЭФА им. В.Д. Ефремова, штатная система вакуумирования ВК и нештатная система газонапуска, система синхронизации системы автоматизации токамака КТМ первой очереди, пульт общего управления КТМ. Полученные результаты позволили получить опыт работ по запуску токамака, который будет использован при подготовке и проведении физического пуска токамака КТМ. Результаты экспериментов пазаны в виде видеок кадров плазмы на рисунках 2.66, 2.67.

4. Разработка резонансной системы предыонизации на основе магнетрона для физического пуска токамака КТМ.

Проводится разработка и экспериментальная настройка системы предыонизации на основе магнетрона с частотой излучения 9,6 ГГц, которая необходима для реализации фазы пробоя на физическом пуске электронно-циклотронным резонансом. Разработана схема источника питания магнетрона, получены предварительные экспериментальные данные по увеличению длительности импульса СВЧ-излучения с 1 мкс до 1,4 мс.

5. Разработка численной модели динамики магнитных полей в вакуумной камере токамака с учетом наведенных вихревых токов и ее верификация на конфигурациях нуля поля токамака КТМ.

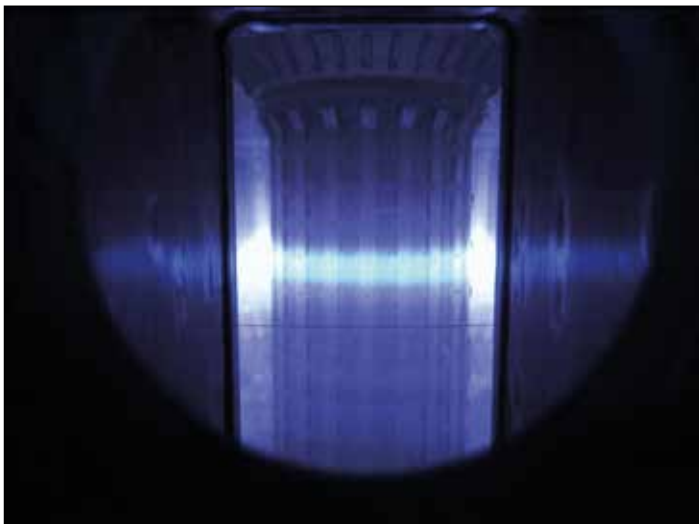
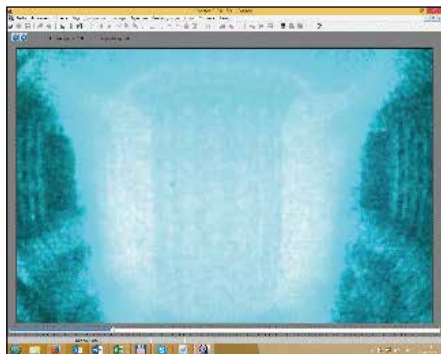
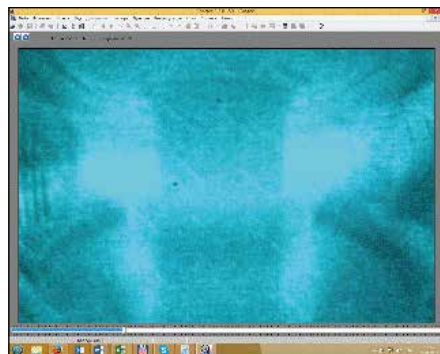


Рисунок 2.66. Видеок кадр плазмы при положительном изменении магнитного потока в CS



а) 37 мс

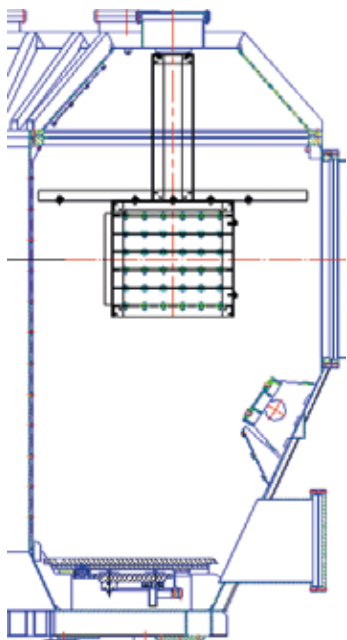


б) 45 мс

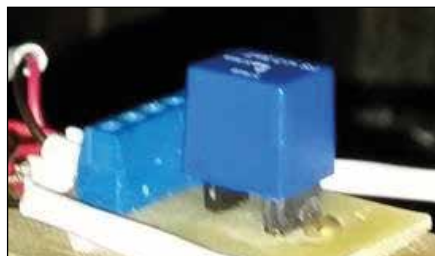
Рисунок 2.67. Видеокадры плазмы при отрицательном изменении магнитного потока в CS

Работа связана с подготовкой к физическому и последующим пускам токамака КТМ. При этом необходимо иметь расчетный код, достоверно описывающий картину магнитных полей в вакуумной камере токамака КТМ для достаточно точного расчета необходимой конфигурации магнитных полей для пробы. В работе предполагается разработать и верифицировать расчетный код прямыми измерениями магнитных полей матрицей датчиков Холла, установленной в области минимального магнитного поля – ноль поля. В настоящее время выполнена первая часть работы, в результате которой разработан *численный код* на языке программирования C++ для расчета магнитных полей в полоидальном сечении вакуумной камеры токамака по токам в катушках полоидального магнитного поля с учетом вихревых токов в проводящих элементах вакуумной камеры и проведено его тестирование, разработана и собрана матрица бхб двумерных датчиков Холла для прямых измерений магнитных полей в вакуумной камере токамака КТМ, проведена ее калибровка и тестирование с использованием катушки Гельмгольца и постоянных магнитных полей катушек полоидального поля токамака КТМ, получены режимы динамических токов в контурах катушек полоидального поля токамака КТМ, на основе которых получено ноль поле в центре полоидального сечения вакуумной камеры токамака КТМ. На следующем этапе работы будут проведены эксперименты на токамаке КТМ, и полученные результаты измерений магнитных полей будут сравниваться с результатами расчетов по коду, будет проводиться уточнение кода для получения совпадения с экспериментом.

На следующих рисунках показаны основные фрагменты выполненной части работы. На *рисунке 2.68* показано главное окно разработанного расчетного кода магнитных полей в вакуумной камере токамака КТМ. На *рисунках 2.69, 2.70* показаны режимы токов в полоидальных обмотках и полученная на этих режимах конфигурация магнитных полей с нулем поля. На *рисунке 2.71* показаны схема размещения матрицы датчиков



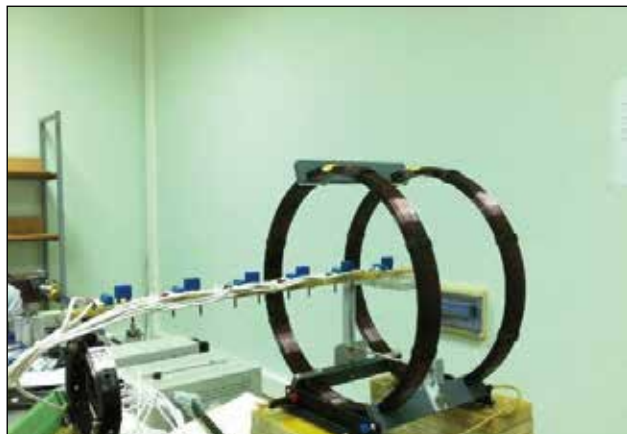
б) фотография матрицы датчиков Холла
внутри ВК КТМ



а) схема размещения матрицы датчиков Холла (ДХ) внутри ВК КТМ

в) фотография ДХ в сборе на плате

Рисунок 2.71. Размещение матрицы датчиков Холла внутри ВК КТМ



а) калибровка горизонтальной компоненты ДХ,



б) калибровка вертикальной компоненты ДХ

Рисунок 2.72. Калибровка ДХ в катушке Гельмгольца

2.9 Изучение возможности использования газодинамического метода для изменения плотности плазмы

Во время разряда плазмы в токамаке КТМ происходит утечка заряженных частиц в диверторную область и в облицовку вакуумной камеры. В связи с этим для достижения стабильного рабочего режима токамака КТМ необходимо во время разряда поддерживать постоянным общее число частиц плазмы, то есть производить подпитку плазмы (компенсировать потери).

Для подпитки и гашения плазмы на установке КТМ предлагается использовать газодинамический источник молекулярного газового пучка (ГДИ). В настоящее время газодинамические источники молекулярных пучков уже применяются на некоторых исследовательских установках, в качестве систем подачи топлива и гашения плазмы [51 – 53].

Газодинамический метод изменения плотности плазмы основан на порционной подаче сверхзвукового молекулярного потока газа в вакуумную камеру токамака с «зажженной» плазмой. Сверхзвуковой поток обладает высокой энергией и может эффективно проникать внутрь плазменного потока. В зависимости от вида подаваемого газа (плазмообразующий газ или примесный газ), попавший в плазму молекулярный пучок или поддерживает горение плазмы, или приводит к ее тушению. Основным элементом системы изменения плотности плазмы, основанной на использовании газодинамического метода, является газодинамический источник сверхзвукового молекулярного пучка.

Для реализации метода подпитки и гашения плазмы разработано устройство на основе источника сверхзвукового молекулярного пучка и модель вакуумной камеры токамака КТМ, предназначенные для отработки режимов работы источника молекулярного пучка.

Тестовая камера вакуумного стенда

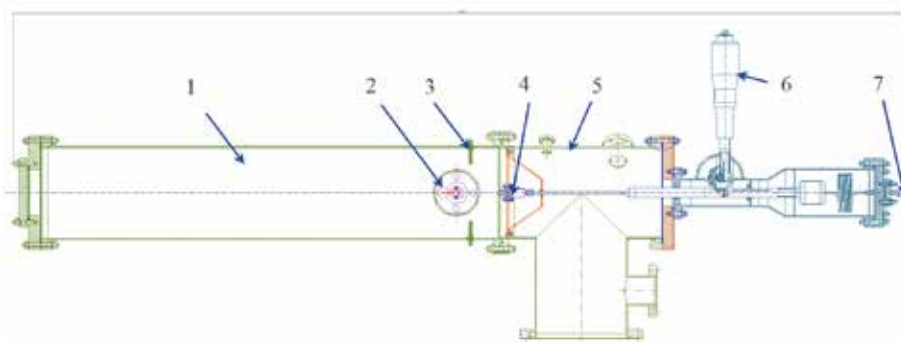
Для отработки методики измерения параметров газодинамической струи и приобретения навыков в работе была создана тестовая камера вакуумного стенда. Конструкция тестовой камеры показана на *рисунке 2.73*. Для измерения давления в газовой струе был выбран датчик фирмы РСВ «Piezotronics» серии 106B51, позволяющий измерять давление непосредственно в газовом потоке.

Внешний вид тестовой камеры показан на *рисунке 2.74*.

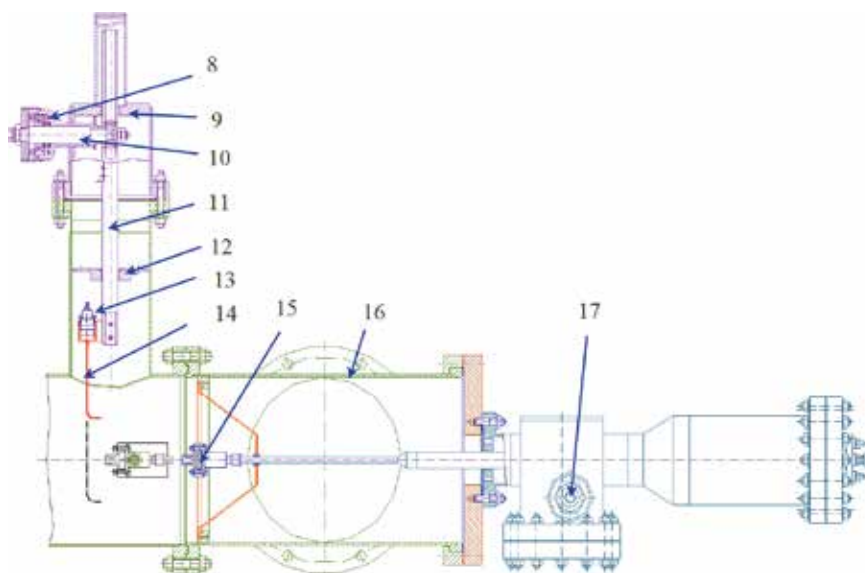
Внешний вид сверхзвукового сопла, изготовленного из плотного графита, показан на *рисунке 2.75*. Внешний вид приемной трубки с датчиком давления в тестовой камере показан на *рисунке 2.76*.

Отработка методики определения параметров сверхзвуковой струи газа на тестовой камере вакуумного стенда

Расстояние по оси потока газа между сверхзвуковым соплом и датчиком давления задавалось путем перемещения сверхзвукового сопла. Диапазон осевого перемещения сопла составляет от 4 до 44 мм. Диапазон радиального перемещения импульсного датчика давления относительно оси газового потока составляет от -3 до 3 мм.



а) вид тестовой камеры сбоку

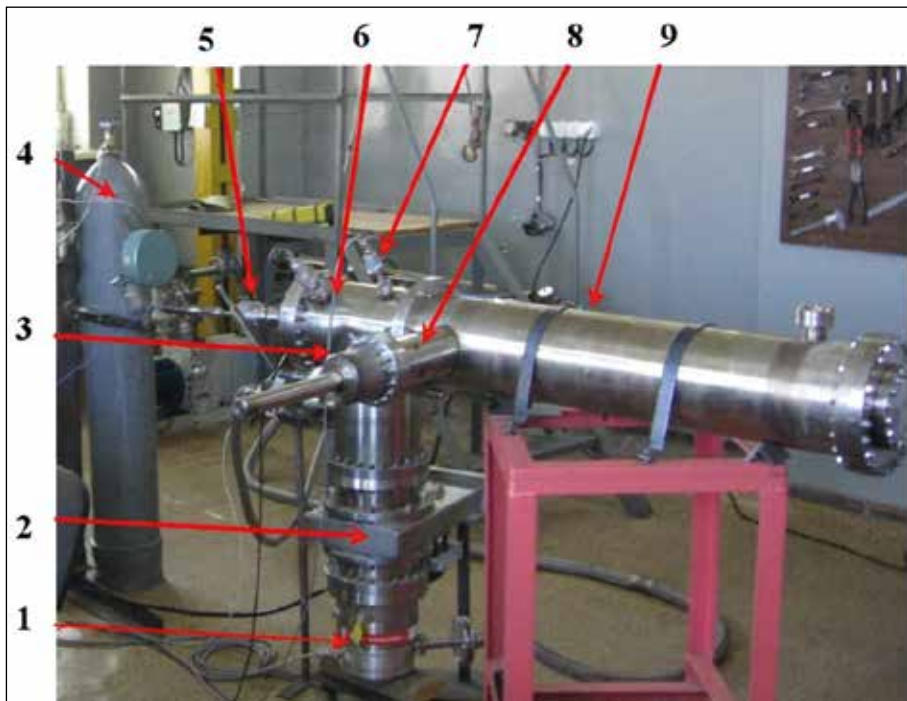


б) вид тестовой камеры в плане

1 - тестовая камера; 2 - устройство перемещения датчика давления; 3 - гермоввод; 4, 15 - электромагнитный клапан с соплом; 5, 16 - тройник; 6, 17 - ручка управления перемещением сопла; 7 - штуцер подвода газа; 8 - ручка управления перемещением датчика давления; 9 - корпус устройства; 10 - ось ручки управления; 11 - шток; 12 - втулка; 13 - датчик давления; 14 - импульсная трубка датчика давления.

Рисунок 2.73. Конструкция тестовой камеры

Последовательность проведения экспериментов была следующей. Перед началом эксперимента сопло устанавливалось на минимальном расстоянии от приемной трубки датчика давления, равном 4 мм. В радиальном направлении с помощью устройства перемещения датчика давления приемная трубка размещалась в одном из крайних положений – на расстоянии 3 мм от оси струи газа.

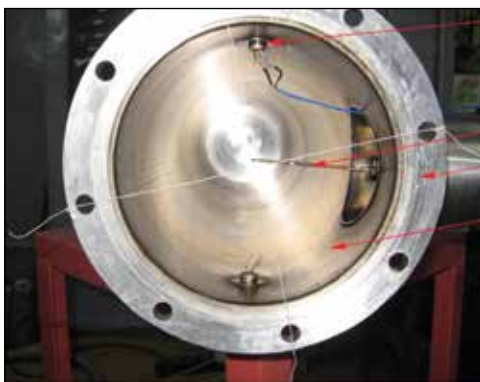


1 - турбомолекулярный насос; 2 - вакуумный затвор; 3 - устройство перемещения датчика давления; 4 - баллон с газом; 5 - ручка устройства перемещения сопла; 6 - тройник; 7 - датчик давления; 8 - патрубок тестовой камеры; 9 - тестовая камера.

Рисунок 2.74. Общий вид тестовой камеры



Рисунок 2.75.
Сверхзвуковое сопло



1 - фланец тестовой камеры; 2 - приемная трубка датчика давления; 3 - герморазъем; 4 - внутренняя поверхность корпуса тестовой камеры

Рисунок 2.76. Внутренняя полость тестовой камеры

В тестовой камере с помощью форвакуумного и турбомолекулярного насосов поддерживалось давление на уровне 10^{-5} торр. В процессе эксперимента вакуумные насосы работали постоянно. Перед клапаном, задающим поток рабочего газа, с помощью редуктора устанавливалось рабочее давление газа 0,6 МПа.

Далее открывался импульсный клапан на время от 30 до 100 мс. Регистрировалось изменение напряжения на датчике давления с частотой 10^6 Гц в течение 3 с. Затем приемная трубка передвигалась по радиусу (по направлению к оси потока) с шагом 1 мм и эксперимент повторялся.

После прохождения всего диапазона изменения положения приёмной трубки датчика давления по радиусу сопло, с помощью устройства перемещения сопла, отодвигалось от импульсной трубки на расстояние 5 – 10 мм и эксперимент повторялся.

Давление газа перед соплом при проведении экспериментов варьировалось в диапазоне от 0,2 до 2,1 МПа. На рисунке 2.77 показано изменение давления в потоке водорода в зависимости от положения точки измерения давления при длительности импульса 50 мс. Опытным путем было определено, что форма струи водорода за соплом практически не зависит от длительности импульса подачи водорода.

На рисунке 2.78 показано изменение максимального экспериментального значения давления на оси потока газа в зависимости от расстояния между соплом и приёмной трубкой датчика давления при разной длительности импульса подачи водорода.

В таблице 2.10 приведены результаты расчета параметров газовой струи при длительности подачи водорода от 30 до 100 мс и давлении водорода перед соплом 0,6 МПа.

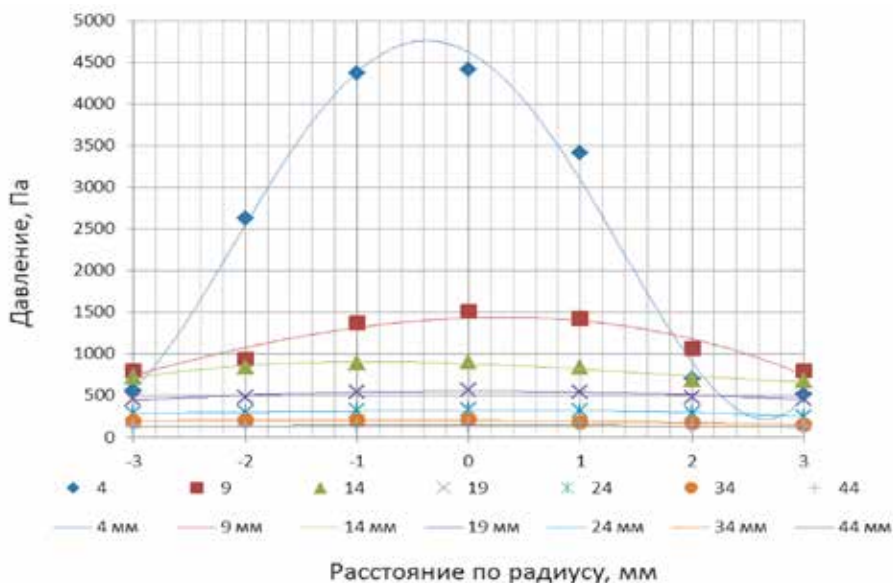


Рисунок 2.77. Распределение давления в потоке водорода по длине и радиусу, при длительности импульса 50 мс

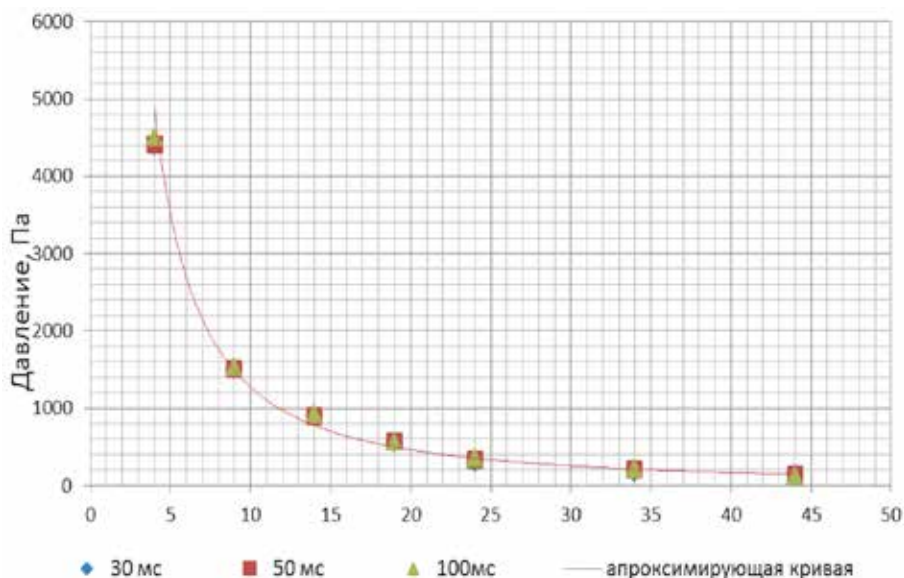


Рисунок 2.78. Изменение давления водорода в зависимости от расстояния между соплом и импульсной трубкой датчика давления

Таблица 2.10. Значение параметров водорода на оси струи в зависимости от расстояния между соплом и приемной трубкой датчика давления

Наименование параметра	Длительность импульса, мс	Значение параметра						
		Расстояние между соплом и трубкой, мм						
		4	9	14	19	24	34	44
Давление газа в потоке, Па	30	4386	1498,6	894,7	552,9	294,2	162,1	156,1
	50	4409,5	1504	898,1	563	323,7	211,1	141,4
	100	4504	1529,4	919,5	569,7	351,2	221,1	120,6
	Среднее	4433,2	1510,7	904,1	561,9	323	198,1	139,4
Плотность потока газа $\times 10^{23}$, $1/\text{м}^3$	30	11,12	3,79	2,26	1,4	0,74	0,41	0,39
	50	11,15	3,8	2,27	1,42	0,82	0,53	0,36
	100	11,39	3,87	2,32	1,44	0,88	0,56	0,3
	Среднее	11,22	3,82	2,28	1,42	0,81	0,5	0,35
Скорость потока газа, м/с	30	2454	2562	2602	2634	2669	2697	2698
	50	2453	2562	2602	2633	2665	2685	2703
	100	2450	2561	2600	2632	2660	2683	2709
	Среднее	2452,3	2561,7	2601,3	2633	2664,7	2688,3	2703,3

Описание модели вакуумной камеры токамака КТМ

Для исследования параметров сверхзвуковой струи газа в вакуумной камере токамака КТМ была изготовлена модель этой камеры, которая представляла собой штатную секция (1/20 часть) тороидальной вакуумной камеры токамака КТМ. Модель вакуумной камеры была разработана с целью максимально приблизить условия проведения экспериментов на вакуумном стенде к натурным испытаниям на токамаке КТМ. Общий вид модели вакуумной камеры токамака КТМ приведен на *рисунке 2.79*

Местом для установки ГДИ на модели вакуумной камеры определен верхний трековый патрубок, где минимальное расстояние от внутренней поверхности стенки токамака до границы плазмы составляет 50-60 мм. Такое расположение газодинамического источника молекулярного пучка является наиболее благоприятным с точки зрения реализации режимов подпитки и гашения плазмы.

Для определения параметров газодинамической струи было изготовлено специальное устройство, включающее в себя механизм перемещения сопла вдоль оси струи (*рисунок 2.80*) и механизм перемещения датчика давления с импульсной трубкой для отбора давления в различных точках газового потока [54]. Разработанная конструкция механизма перемещения сопла вдоль оси струи позволяет перемещать сопло газодинамического источника молекулярного пучка вдоль потока на расстояние до 100 мм, задавая, таким образом, расстояние от точки измерения давления до сопла. Для измерения параметров струи в радиальном направлении разработан специальный механизм, обеспечивающий перемещение датчика давления по радиусу струи.

На *рисунке 2.81* приведена схема установки ГДИ и специального датчика давления на модели вакуумной камеры токамака КТМ.

Как видно из *рисунка 2.81*, для измерения давления в потоке газа на механизм перемещения датчика давления установлена специальная штанга (4), которую от вибраций предохраняет направляющее



1 – газодинамический источник молекулярного пучка; 2 – механизм перемещения импульсного датчика давления

Рисунок 2.79. Общий вид модели вакуумной камеры токамака КТМ



1 – штуцер подвода газа; 2 – трубопровод подачи газа; 3 – демпферный объем; 4 – ручка управления перемещением сопла; 5 – вал-шестерня; 6 – колесо-шестерня на валу; 7 – шток с трубопроводом

Рисунок 2.80. Общий вид и схема устройства перемещения сверхзвукового сопла ГДИ

устройство (3). Механизм перемещения датчика давления крепится на специальном прямоугольном фланце вакуумной камеры. Вывод электрических сигналов с датчика давления до преобразователя сигнала осуществляется через гермопроходник, установленный в стенке модели вакуумной камеры.

Методика определения параметров сверхзвуковой струи газа

С целью определения параметров сверхзвуковой струи газа в вакууме на модели вакуумной камеры токамака КТМ были проведены эксперименты при давлении газа на входе в сопло ГДИ от 1,1 МПа до 4,1 МПа с длительностью подачи газа 30 мс и 50 мс. В качестве рабочего газа использовался гелий. Измерения параметров потока газа проводились как в осевом, так и в радиальном направлении. Расстояние от сопла до приемной трубки датчика давления задавалось путем перемещения сопла в диапазоне от 15 до 65 мм. Измерения в радиальном направлении от оси потока осуществлялись на расстоянии до ± 9 мм, путем перемещения датчика давления с импульсной трубкой.

Эксперименты проводились в следующей последовательности. В модели вакуумной камеры с помощью двух форвакуумных и одного турбомолекулярного насосов поддерживалось давление около 10^{-5} Торр. В процессе эксперимента вакуумные насосы работали постоянно. Перед началом эксперимента приемная трубка датчика давления устанавливалась на минимальном расстоянии от сопла, равном 15 мм. В радиальном направлении с помощью устройства перемещения датчика давления приемная трубка размещалась в одном из крайних положений – на расстоянии до 9 мм от оси струи газа.

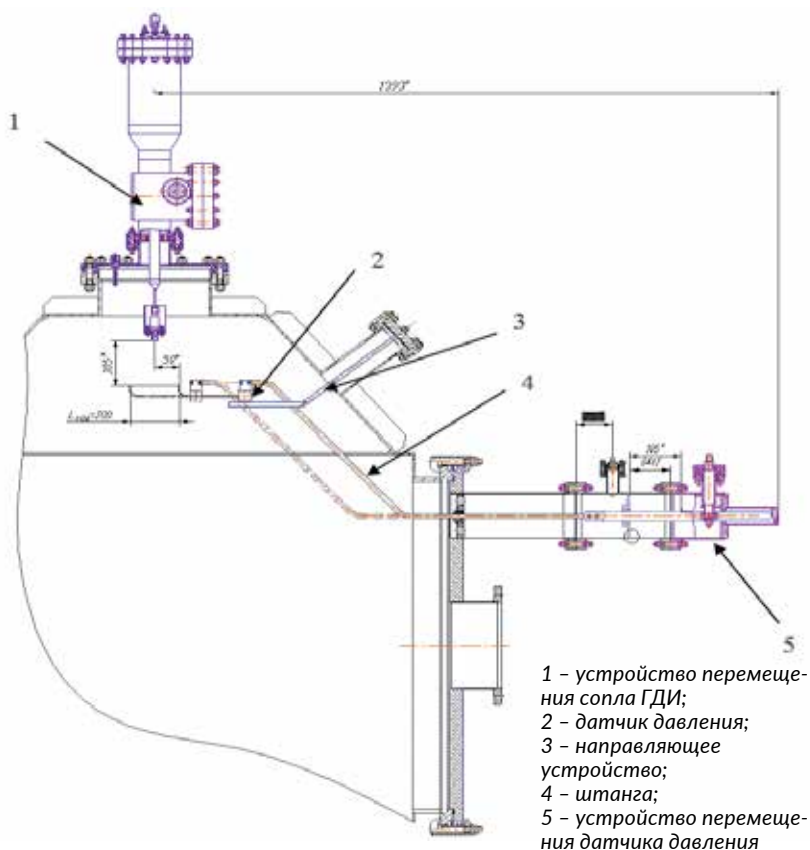


Рисунок 2.81. Схема установки ГДИ и специального датчика давления на модели вакуумной камеры токамака КТМ

Перед электромагнитным клапаном подачи рабочего газа с помощью редуктора устанавливалось рабочее давление газа. Далее открывался импульсный клапан на время 30 и 50 мс. Регистрировалось изменение напряжения на датчике давления в точке размещения приемной трубки датчика давления с частотой 10^6 Гц в течение 3 с. Затем приемная трубка датчика давления перемещали по радиусу потока с шагом 1 мм, и эксперимент повторялся.

После прохождения всего диапазона изменения положения приемной трубки датчика давления по радиусу, сопло, с помощью устройства перемещения сопла, перемещалось на расстояние 10 мм и измерения по радиусу проводились снова.

Результаты испытаний

В таблице 2.11 приведены экспериментальные значения давления гелия по длине и радиусу молекулярного потока при разных значениях давления перед соплом. Там же приведены расчетные значения плотности и скорости молекулярного потока газа [55].

Ранее было определено экспериментальным путем, что распределение давления в потоке газодинамической струи практически не зависит от длительности импульса подачи гелия. Поэтому в *таблице 2.11* приведены параметры газодинамической струи для одной длительности импульса подачи гелия 50 мс.

Согласно данным источника [56] давление приграничной плазмы в токамаке КТМ составляет $P = 6900$ Па при плотности плазмы $\rho_e = 0,5 \times 10^{20}$ 1/м³. В *таблице 2.11* выделены значения давления на оси струи гелия, полученные на расстоянии 55 мм от сопла ГДИ (минимальное расстояние от стенки до периферийной плазмы в вакуумной камере КТМ) близкие по своим значениям к параметрам приграничной плазмы в КТМ.

Таблица 2.11. Параметры гелия на оси струи при длительности импульса подачи 50 мс в зависимости от давления гелия перед соплом

Наименование параметра		Значение параметра					
		Расстояние между соплом и трубкой датчика давления, мм					
Давление газа в потоке, Па	Давление подачи газа, МПа	15	25	35	45	55	65
	1,1	1804,3	805,2	466,7	318,2	212,4	108,5
	1,6	10746,4	5389,4	2289,4	943,4	732,4	490,1
	2,1	38335,8	16416,9	8101,2	4715,1	3303,6	2305,6
	3,1	57940,3	27077,7	13861,9	9047,6	5340,5	3842,5
	3,6	68467,2	51923,6	29528,2	19172,3	9922,3	5967,8
	4,1	81912,2	65093,8	43801,6	26569,7	14246,7	8648,8
Плотность молекулярного потока газа $\times 10^{23}$, 1/м ³	Давление подачи газа, МПа	15	25	35	45	55	65
	1,1	4,6	2	1,2	0,8	0,5	0,3
	1,6	27,2	13,6	5,8	2,4	1,9	1,2
	2,1	97	41,5	20,5	11,9	8,4	5,8
	3,1	146,6	68,5	35,1	22,9	13,5	9,7
	3,6	173,3	131,4	74,7	48,5	25,1	15,1
	4,1	207,3	164,7	110,8	67,2	36,1	21,9
Скорость потока газа, м/с	1,1	1606,6	1624,9	1634,3	1639,8	1644,7	1651,2
	1,6	1555	1584	1610,1	1628,9	1633,1	1639
	2,1	1494	1547,4	1579	1597,6	1607,7	1616,5
	3,1	1492,2	1541,5	1573,2	1589,1	1605,2	1613,7
	3,6	1491	1510,9	1544,9	1565,7	1591	1606,3
	4,1	1487,1	1504,2	1530	1556,7	1582,9	1599,5

На *рисунках 2.82 и 2.83* показано изменение давления в потоке гелия в радиальном и осевом направлениях при давлении подачи газа 3,6 МПа и 4,1 МПа соответственно.

На рисунке 2.84 приведена зависимость плотности молекулярного потока газа от давления перед соплом. Указанная зависимость приведена для расстояния 55 мм от сопла до импульсной трубки датчика давления.

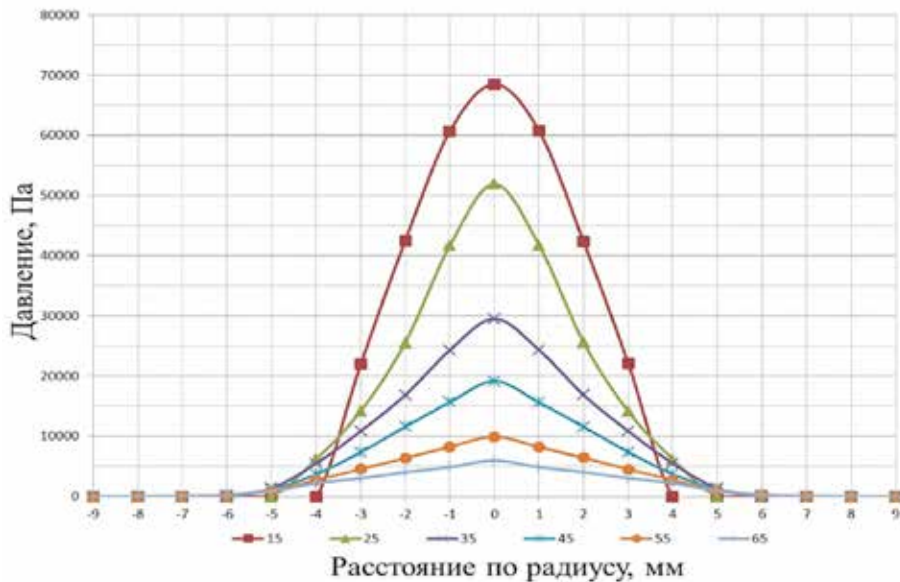


Рисунок 2.82. Изменение давления в потоке гелия в радиальном и осевом направлениях при давлении подачи газа 3,6 МПа

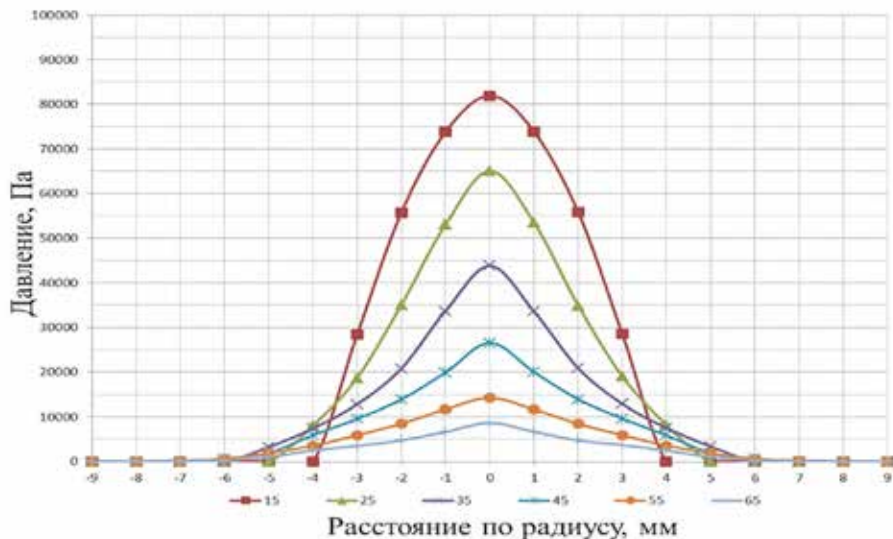


Рисунок 2.83. Изменение давления в потоке гелия в радиальном и осевом направлениях при давлении подачи газа 4,1 МПа

Красными точками показаны экспериментальные данные, аппроксимированные линией.

На *рисунке 2.85* приведена зависимость давления газа в потоке от давления газа перед соплом на расстоянии 55 мм от сопла до трубки датчика давления.

Для подпитки плазмы токамака значения давления и плотности молекулярного пучка газодинамического источника должны быть выше соответствующих параметров приграничной плазмы токамака КТМ.

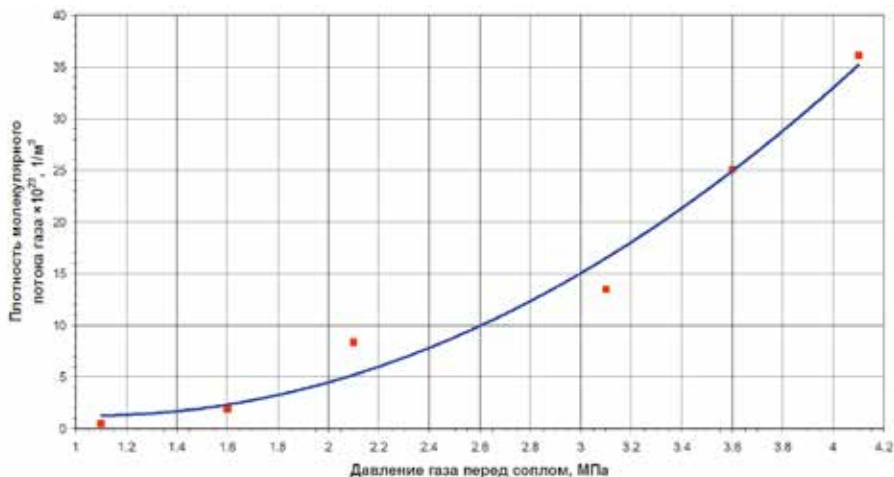


Рисунок 2.84. Изменение плотности потока газа от давления перед соплом на расстоянии 55 мм от сопла

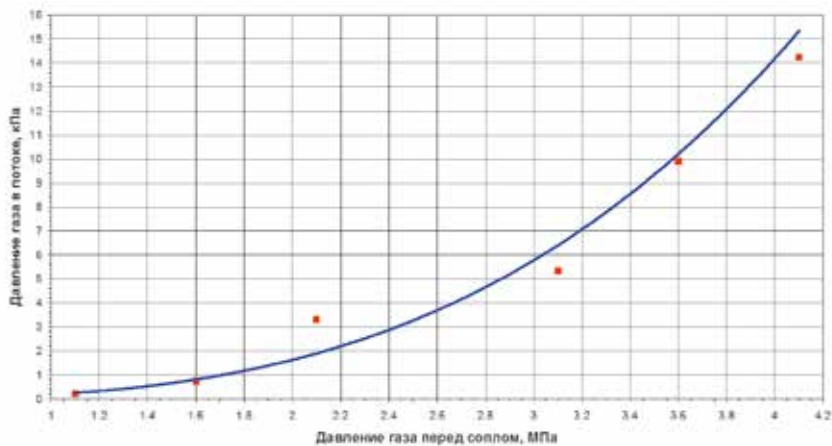


Рисунок 2.85. Зависимость давления газа в потоке от давления газа перед соплом на расстоянии 55 мм от сопла до трубки датчика давления

Из графиков, приведенных на рисунках 2.84 и 2.85, видно, что давление на оси струи гелия на расстоянии 55 мм от сопла ГДИ, равное 6900 Па, будет реализовано при значении давления газа перед соплом ГДИ 3,18 МПа (при плотности плазменного пучка $17,5 \times 10^{23} \text{ 1/м}^3$). На основании этого можно сделать заключение, что для осуществления режимов подпитки и гашения плазмы в токамаке КТМ необходимо создать давление газа перед соплом не менее 3,18 МПа.

Заключение

В результате проведенных исследований были достигнуты значения давления в струе газа и плотность частиц выше аналогичных параметров в периферийной плазме токамака КТМ. Проведенные эксперименты показывают, что для проникновения струи газа, генерируемой ГДИ, в плазму необходимо обеспечить значение давления газа перед соплом ГДИ не менее 3,2 МПа. Максимальные значения давления и плотности молекулярного потока гелия, полученные в ходе проведения экспериментов на модели вакуумной камеры КТМ, составили 14246,7 Па и $36,1 \times 10^{23} \text{ 1/м}^3$.

Полученные данные показывают принципиальную возможность применения газодинамического источника молекулярного газового потока для подпитки и гашения плазмы на токамаке КТМ. Изготовленные элементы и устройства могут быть использованы для создания системы изменения плотности плазмы на КТМ и проведения дальнейших исследований эффективности газодинамического источника молекулярного пучка газа для подпитки и гашения плазмы непосредственно на токамаке КТМ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 2

1. Уренский Н.А., Болтовский С.А., Ганжа В.В., Шуклин Г.С. Разработка технологии обращения с ампульными источниками ионизирующего излучения. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2000, с. 96-99.
2. Ганжа В.В., Болтовский С.А., Колбаенков А.Н., Мешин М.М., Насонов С.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Яковлев В.В. Хранилище ампульных источников ионизирующего излучения на базе стендового комплекса «Байкал-1». – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2002, с. 59-63.
3. Горин Н.В., Горновой Н.А., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М., Самарина С.В., Щербина А.Н., Гайдайчук В.А., Казьмин Ю.М., Чернядьев В.В., Мальцев В.В., Васильев А.П. О возможности создания методики оценки ядерной безопасности могильника АЭС. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2002, с. 75-80.
4. Гайдайчук В.А., Дерявко И.И., Пивоваров О.С., Чернядьев В.В. Состояние деталей и материалов в хранилище отработавшего топлива реактора ИГР. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, с. 81-86.
5. Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Виргильев Ю.С., Карпучин В.И., Платонов П.А. Действие облучения на графит ядерных реакторов. – М., Атомиздат, 1978, 272 с.
6. Гайдайчук В.А., Дерявко И.И., Мешин М.М., Чернядьев В.В. Исследование радиоэкологического состояния хранилища отработавшего топлива реактора ИГР. – Сб. «Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана», Павлодар, Дом печати, вып. 4, том 1, 2013, с. 357-364.
7. Дерявко И.И., Гайдайчук В.А., Чернядьев В.В. Радиоэкологическое состояние хранилища отработавшего топлива исследовательского реактора ИГР. – Материалы IX Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика, Алматы, 24-27 сентября 2013 г.», Алматы, РГП ИЯФ, 2014, с. 151-156.
8. Дерявко И.И., Гайдайчук В.А., Чернядьев В.В., Мешин М.М., Ненахов Е.В. Состояние хранилища отработавшего ядерного топлива исследовательского реактора ИГР. – Тезисы Междунар. конф. «Безопасность исследовательских ядерных установок, Димитровград, 26-30 мая 2014 г.», Димитровград, НИИАР, 2014, с. 74-77.
9. Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Черепнин Ю.С., Дьяков Е.К., Ланин А.Г., Таубин М.Л., Федик И.И. Реакторная обработка стержневых карбидных твэлов ЯРД и ЯЭДУ. – Доклады V Междунар. конф. «Ядерная энергетика в космосе, Подольск, 23-25 марта 1999 г.», ч. 2, Подольск, НПО «Луч», 1999, с. 539-543.
10. Дерявко И.И., Чернядьев В.В., Горин Н.В., Черепнин Ю.С., Тухватулин Ш.Т. Особенности идентификации стержневых твэлов ЯРД. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2010, с. 95-105.
11. Ганжа В.В., Демко Н.А., Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Колбаенков А.Н., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Чернядьев В.В., Яковлев В.В., Горин Н.В., Приходько А.И., Щербина А.Н., Дьяков Е.К., Тищенко М.Ф., Хлыстов А.И., Васильев А.П., Сметанников В.П. Проблемы перемещения высокообогащенных ядерных материалов. – Тезисы II Междунар. конф. по проблемам нераспространения ядерного оружия, 14-17 сент. 1998 г., Курчатова, ИАЭ НЯЦ РК, 1998, с. 49-52.

12. The Conversion of Research Reactors to Low-Enriched Fuel and the Case of the FRM-II Alexander Glaser Science and Global Security, 10:61–79, 2002
13. Аксенов В.Л., Архангельский Н.В., Лопаткин А.В., Третьяков И.Т. «Исследовательские реакторы: кризис или смена вех?», доклад на международной научно-технической конференции «Исследовательские реакторы в 21 веке», 20-23 июня 2006 г, Москва.
14. Аден В.Г., Карташев Е.Ф., Лукичев В.А., Лавренюк П.И., Троянов В.М., Енин А.А., Ткачев А.А., Ватулин А.В., Добрикова И.В., Супрун В.Б. «Российская программа снижения обогащения топлива в исследовательских реакторах. Состояние и перспективы», международная научно-техническая конференция «Исследовательские реакторы в XXI веке», Москва, 20-23 июня 2006 г.
15. N.V. Arhangelskiy, “Problems of Research Reactors conversion from HEU to LEU. History and perspective”, Russian-American Symposium on the Conversion of Research Reactors to LEU Moscow, 8 June, 2011.
16. Характеристика активной зоны реактора ИВГ.1М с высокообогащенным ураном : Отчет / РГП НЯЦ РК ; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2011. – 39 с.
17. Характеристика активной зоны реактора ИВГ.1М с низкообогащенным ураном : Отчет / РГП НЯЦ РК ; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2011. – 23 с.
18. Оценка возможности снижения обогащения топлива в активной зоне реактора ИВГ.1М : Отчет / РГП НЯЦ РК ; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2012. – 19 с.
19. Аттестационные испытания экспериментальных каналов ВОТК с топливом низкого обогащения : Отчет / РГП НЯЦ РК ; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2014. – 15 с.
20. Аттестационные исследования твэлов ВОТК-НОУ реактора ИВГ.1М : Отчет / РГП НЯЦ РК ; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2015. – 40 с.
21. Исследование возможности модификации реактора (система охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М) : Отчет (в трех томах) / РГП НЯЦ РК; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2015. – том 1 - 19 с , том 2 – 32 с, том 3 – 38 с.
22. Характеристики активной зоны реактора ИГР с высокообогащенным ураном : Отчет / РГП НЯЦ РК ; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2011. – 23 с.
23. Характеристики активной зоны реактора ИГР с низкообогащенным ураном : Отчет / РГП НЯЦ РК ; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2011. – 21 с.
24. Оценка возможности снижения обогащения топлива в активной зоне реактора ИГР : Отчет / РГП НЯЦ РК ; рук. А.Д. Вурим. – Курчатов, 2012. – 19 с.
25. Бюллетень МАГАТЭ, 2001, том 43, №4, Вена, Австрия.
26. Горин Н.В., Чуриков Ю.И., Корнеев А.А., Волошин Н.И., Архангельский Н.В., Простаков В.И., Дикарев В.С., Павшук В.А., Абалин С.С., Шведов О.В., Дерявко И.И., Колбаенков А.Н. Возможности идентификации твэлов и ТВС исследовательских реакторов СССР и США первого поколения. – Атомная энергия, т. 113, вып. 4, 2012, с. 218-222.
27. Горин Н.В., Чуриков Ю.И., Щербина А.Н., Бобылев А.И., Ровный С.И., Архангельский Н.В., Комков О.В., Павшук В.А., Вурим А.Д., Гайдаичук В.А. Идентификация топливных деталей исследовательских реакторов. – Атомная энергия, т. 102, вып. 4, 2007, с. 233-237.

28. Горин Н.В., Липилина Е.Н., Чуриков Ю.И. Противодействие НОЯМ – создание базы данных для идентификации топлива исследовательских реакторов. Материалы IV Междунар. конф. «Учет, контроль и физзащита ЯМ и объектов, Обнинск, 19-23 окт. 2009 г.», Обнинск, ГНЦ-ФЭИ, 2009, с. 62-67.
29. Бакланов В.В., Гныря В.С., Горин Н.В., Дерявко И.И., Кенжин Е.А., Колбаенков А.Н., Павшук В.А., Тухватулин Ш.Т., Черепнин Ю.С., Чернядьев В.В. Идентификация цирконий-урановых твэлов исследовательского реактора ИВГ.1М – Вестник НЯЦ РК, вып. 2, 2011, с. 91-97.
30. Цыканов В.А. Тепловыделяющие элементы для исследовательских реакторов. – Димитровград, ГНЦ РФ НИИАР, 2001, 214 с.
31. Vatyrbekov E.G., Kadyrzhanov K.K. Development of Nuclear Sciences and Technologies in Kazakhstan, International Conference «Nuclear Science and its Application», Samarkand, Uzbekistan, 25-28 September, 2015, p.28
32. Гончаров В. В. Исследовательские реакторы. Создание и развитие. – М., Наука, 1986, 318 с.
33. Дерявко И.И. Обобщение результатов реакторной отработки стержневых керамических твэлов для реакторов ЯРД, ЯЭДУ и ЯГДУ. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2009, с. 40-45.
34. Дерявко И.И. Экспрессные методики для послереакторного исследования твэлов ЯЭДУ. – Материалы VI Междунар. симпоз. «Фундаментальные и прикладные проблемы науки», М., РАН, т. 1, 2011, с. 130-140.
35. Хунгер Г.-Й. Избранные методы исследования в металловедении, М.: Металлургия, 1985, 206 с.
36. Дерявко И.И., Егоров В.С., Ланин А.Г., Пивоваров О.С., Таубин М.Л. Рентгенографическое исследование остаточных макронапряжений в безоболочковых стержневых карбидных твэлах. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2001, с. 95-100.
37. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Черепнин Ю.С. Исследование радиационной стойкости стержневых безоболочковых карбидных твэлов в реакторе РА. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2000, с. 93-95.
38. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Стороженко А.Н. Радиационно-химическая стойкость стержневых керамических твэлов в азоте невысокого давления. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2003, с. 23-28.
39. Дерявко И.И. Работоспособность стержневых керамических твэлов на двигательном режиме реактора ЯРД или ЯЭДУ. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2004, с. 90-98.
40. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н. Экспериментальное изучение процессов нитрирования карбидографитовых твэлов в азоте высокого давления. – Вестник НЯЦ РК, вып.4, 2000, с. 127-133.
41. Дерявко И.И. Идентификация твэлов исследовательских реакторов в применении к решению проблемы нераспространения. – Материалы IX Междунар. симпоз. «Фундаментальные и прикладные проблемы науки», М., РАН, т. 2, 2014, с. 81-89.
42. Дерявко И.И. Идентификация твэлов исследовательских – одно из направлений решения проблемы нераспространения. – Материалы IX Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика, Алматы, 24-27 сентября 2013 г.», Алматы, РГП ИЯФ, 2014, с. 58-63.

43. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н. Исследование радиационно-химической стойкости стержневых карбидографитовых твэлов в азоте высокого давления. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2001, с. 96-103.
44. Дерявко И.И., Чернядьев В.В. Возможности идентификации твэлов исследовательского реактора ИВГ.1М. – Материалы IX Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика, Алматы, 24-27 сентября 2013 г.», Алматы, РГП ИЯФ, 2014, с. 37-42.
45. Бакланов В.В., Дерявко И.И., Жданов В.С., Колбаенков А.Н., Кукушкин И.М., Стороженко А.Н., Таинов Д.З. Состояние деталей канала ВОТК №4 после 14-летней эксплуатации в реакторе ИВГ.1М. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2005, с. 24-28.
46. Дерявко И.И., Бакланов В.В., Кукушкин И.М., Стороженко А.Н., Изучение состояния деталей и элементов технологического канала ВОТК после 14-летней эксплуатации в реакторе ИВГ.1М. – Избранные труды Междунар. симпози. по фундаментальным и прикладным проблемам науки, М., РАН, т. 4, 2014, с. 73-100.
47. Белоус В.Н., Логачев О.Н., Дерявко И.И., Кобаенков А.Н. Контроль состояния деталей активной зоны реактора ИВГ.1М. – Доклады Междунар. конф. «Исследовательские реакторы в 21 веке, Москва, 20-23 июня 2006 г.», М., НИКИЭТ, 2006, докл. №98.
48. A.D. Sadykov, M.K. Skakov, D.Yu Sychugov, G.V. Shapovalov, et al. The numerical code TOKSCEN for modelling plasma evolution in tokamaks – Nuclear Fusion, vol. 55, 2015, doi:10.1088/0029-5515/55/4/043017.
49. Chektybayev, G. Shapovalov, and A. Kolodeshnikov. Visible wide angle view imaging system of KTM tokamak based on multielement image fiber bundle. – Review of Scientific Instruments, vol. 86, Issue 5, 2015, doi:10.1063/1.4921475
50. Шаповалов Г.В. Математическая модель динамики токов обмоток полоидального поля с учетом вихревых токов на вакуумной камере токамака КТМ. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2014, с. 28-32.
51. Experiments With Supersonic Gas Injector on NSTX / V.A. Soukhanovskii, H. Kugel, R. Kaita.– NSTX FY' 04 Research Forum, 10-12 November 2003, Princeton, NJ
52. Исследование состава смеси паров воды с аргоном методом масс-спектрометрии сверхзвукового молекулярного пучка / М.А. Ходоровский, Т.О. Артамонов, С.П. Мурашов [и др.] // ЖТФ.– 2007.– Т. 77, вып. 10
53. Ленин, Л.В. Метод определения параметров сверхзвукового молекулярного пучка из времяпролетных спектров // Вестник Московского университета, сер. 2. Химия.– 1999.– Т. 40, вып. 2
54. Разработка и обоснование проекта адаптации системы изменения плотности плазмы на основе ГДИ к токамаку КТМ: отчет о НИР (промежуточный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. В.А. Зуев.– Курчатов, 2012 – 27 с
55. Абрамович, Г.Н. Прикладная газовая динамика: ч. 2.– Наука, 1991
56. Казахстанский материаловедческий токамак КТМ: эскизный проект. Книга 1.– Москва; Санкт-Петербург, 2000.– 101 с.

ГЛАВА 3. ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ДАЛЬНЕЙШЕГО РАЗВИТИЯ РЕАКТОРНЫХ КОМПЛЕКСОВ ИАЭ НЯЦ РК

3.1 Исследования прямого преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения

В последние несколько десятков лет значительно возрос интерес к изучению физики прямого преобразования ядерной энергии в оптическое излучение [1].

Прямое преобразование энергии ядерных реакций является перспективным направлением в области получения большого количества световой энергии, в том числе и наиболее совершенной её формы – когерентного света. Такие исключительные особенности источников ядерной энергии, как высокая удельная мощность, компактность, способность эффективно возбуждать и ионизовать большие объемы активных газовых сред при высоких давлениях, дают определенные потенциальные преимущества перед другими традиционными способами возбуждения активных сред и во многом определяют интерес к исследованию преобразования ядерной энергии в энергию когерентного светового излучения [2]. Широкие возможности применения газовых лазеров с ядерной накачкой в таких областях, как передача лучевой энергии и информации на большие расстояния, ракетные лазерные двигатели, лазерное разделение изотопов и фотохимия, лазерный термоядерный синтез, восстановление озонового слоя в стратосфере и уничтожение космического мусора делают исследования в этом направлении вдвойне интересными [3]. Кроме того, исследования оптического (лазерного и спонтанного) излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, образованной продуктами ядерных реакций, представляет интерес для разработки способа вывода энергии из ядерного реактора путем прямого преобразования ее в световую энергию. Это приводит к необходимости рассмотрения установок (устройств) принципиально нового типа, в котором должны быть пространственно совмещены активная область лазера и ядерно-активная зона реактора. Для создания таких установок принципиально важно решить следующие задачи:

- поиск перспективных активных сред с низким порогом генерации и высоким КПД выходной мощности лазерного излучения;
- определение и оптимизация условий, при которых происходит наиболее эффективная лазерная накачка в рабочей среде, облучаемой интенсивным потоком нейтронов;
- определение реальных параметров конструкций ядерно-лазерных преобразователей, и преимуществ реакторно-лазерного устройства по сравнению с мощными лазерами других типов, получившими известное распространение.

Существуют два возможных пути преобразования ядерной энергии в энергию когерентного светового излучения: прямая и комбинированная ядерная накачка. Прямая ядерная накачка – это такой способ преобразования ядерной энергии, когда энергия ядерных реакций непосредственно идет на ионизацию и возбуждение атомов и молекул буферного газа, а затем трансформируется в цепочке плазмохимических процессов в инверсию заселенностей и когерентное излучение. При комбинированной ядерной накачке энергия ядерных реакций расходуется на ионизацию активной лазерной среды, а возбуждение осуществляется электрическим разрядом. Причем электрическая энергия может вырабатываться на том же ядерном реакторе.

Прямое преобразование энергии ядерных реакций в световую энергию к настоящему времени реализовано только в газовых лазерах. Газовый лазер – лазер с активной средой в виде газов, паров или их смесей [4-6].

В настоящее время известно более сорока газовых лазеров, способных работать при возбуждении энергией продуктов экзотермических нейтронных ядерных реакций, таких как: ${}^3\text{He}(n,p){}^3\text{T}$, ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{T}$, ${}^{10}\text{B}(n,\alpha){}^7\text{Li}$, ${}^{235}\text{U}(n,f)$. Такие лазеры излучают в спектральном диапазоне от 391 до 5600 нм примерно на 50 переходах атомов Xe, Ar, Kr, Ne, C, N, Cl, O, I, Hg, ионов Cd^+ , Zn^+ , Hg^+ , молекулы CO и молекулярного иона N_2^+ . Наиболее подробно исследованы лазеры с ядерной накачкой на переходах атома ксенона, получены рекордные для лазеров с ядерной накачкой значения импульсной мощности 1,3 МВт и энергии в импульсе 520 Дж [7]. Низкий порог генерации, отсутствие деградации и химической активности рабочей газовой смеси являются важным преимуществом лазеров на инфракрасных d-p-переходах атомов инертных газов. К недостаткам таких лазеров относятся излучение в инфракрасной области, сравнительно низкий КПД (примерно от 3 до 5 %), низкая для условий ядерного реактора рабочая температура (до 350 К – 550 К) [8 – 10].

Лазеры на парах металлов работают при высоких температурах активной среды, что больше подходит для работы в активной зоне ядерного реактора. Пока более известны ионные лазеры с ядерной накачкой на парах кадмия, цинка, ртути. Оптимальной для ионного лазера на смеси He-Cd является температура 700 К, КПД лазера достигает 0,4 % [8]. Эти параметры не являются максимальными и далеки от предельных. Дальнейшее улучшение рабочих характеристик газовых лазеров с ядерной накачкой связано с поиском и использованием новых более эффективных газовых сред, обладающих высокой эффективностью преобразования энергии ядерных частиц в световое излучение.

Несмотря на то что изучение оптических характеристик газовых сред (на основе инертных газов и их смесей), возбуждаемых ионизирующими излучениями, началось более 50 лет назад, исследования в этом направлении нельзя считать завершенными.

В связи с вышесказанным, в 2015 году в филиале «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» начаты работы по исследованию оптического (лазерного и спонтанного) излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, образован-

ной продуктами ядерных реакций. Исследования планируется проводить на реакторных комплексах, расположенных на территории СИП: на стационарном ядерном реакторе ИВГ.1М с плотностью потока тепловых нейтронов до 3×10^{14} н/см²с и на импульсном ядерном реакторе ИГР с потоком тепловых нейтронов до 7×10^{16} н/см²с. Реакторные эксперименты по исследованию спектров люминесценции газовых смесей, на стационарном реакторе ИВГ.1М, позволят определить смеси с высокой эффективностью радиолюминесценции благодаря широкому варьированию состава смесей, сделать выводы о механизмах заселения уровней, образования инверсной заселенности. Наиболее сложными и рисковыми представляются эксперименты по запуску и исследованию лазеров с ядерной накачкой на импульсном ядерном реакторе ИГР. В любом случае полученные научные результаты будут иметь большое значение для развития соответствующих областей знания, связанных с преобразованием ядерной энергии в энергию лазерно-оптического излучения.

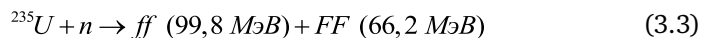
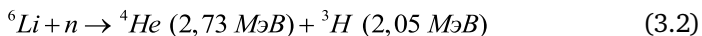
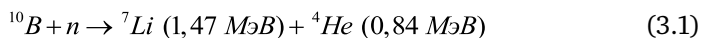
В настоящем разделе представлены результаты начала первого этапа исследований прямого преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения, проводимых на реакторных комплексах СИП.

3.1.1 Реакторные эксперименты по исследованию спектров люминесценции газовых смесей

Спектральные исследования оптического излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, образованной продуктами ядерных реакций, представляют интерес для решения задач, связанных с поиском рабочих газовых сред с высокой эффективностью преобразования энергии ядерных реакций в энергию лазерного или спонтанного излучения.

Способы и источники возбуждения газовых смесей продуктами ядерных реакций

В экспериментах по исследованию оптического излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, проводимых на ядерных реакторах, непосредственное возбуждение активных газовых сред осуществляется, как правило, не с помощью нейтронного излучения, а при использовании продуктов экзотермических ядерных реакций, протекающих при взаимодействии тепловых нейтронов с ядрами ¹⁰B, ⁶Li, ²³⁵U, ²³⁹Pu, ³He [11, 12]



Сечения этих реакций для тепловых нейтронов составляют: 4010 барн (¹⁰B), 945 барн (⁶Li), 582.9 барн, (²³⁵U), 742 барн (²³⁹Pu), 5400 барн (³He) [3].

Для эффективного возбуждения газовой среды необходимо, чтобы изотопы, взаимодействующие с нейтронами, находились в непосред-

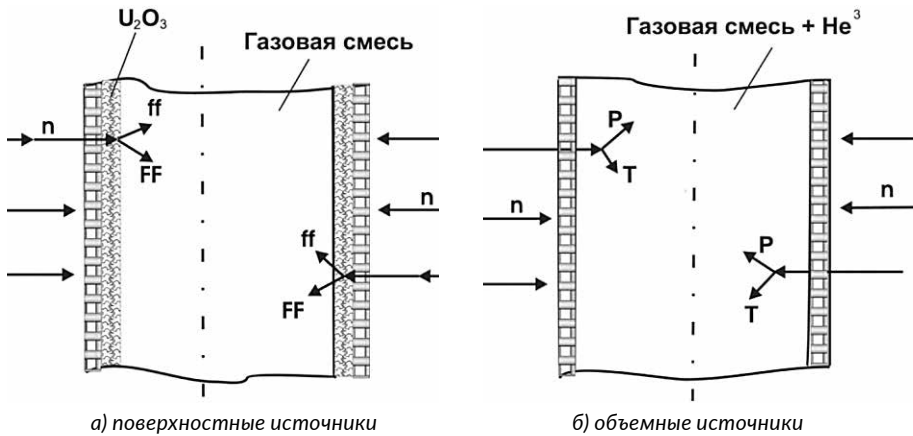


Рисунок 3.1. Способы возбуждения газовых сред продуктами ядерных реакций

ственном контакте с газовой средой. Существуют два возможных способа использования энергии ядерных реакций для ионизации и возбуждения плазмы: использование поверхностных источников заряженных частиц (внутренняя поверхность лазерной камеры покрывается тонким слоем изотопа ^{10}B , ^6Li , ^{235}U или его соединения $^{235}\text{UO}_2$, $^{235}\text{U}_3\text{O}_8$) и использование объемных источников заряженных частиц (газообразный изотоп или его соединения: ^3He , $^{235}\text{UF}_6$, $^{10}\text{BF}_3$ входят в состав рабочей газовой смеси), см. рисунок 3.1.

Специфические особенности внутриреакторных экспериментов

Спектральное исследование оптического излучения газовой среды, возбуждаемой продуктами ядерных реакций, имеет определенную особенность (в отличие от многих других работ по облучению материалов на реакторах): измерения должны проводиться в условиях работы реактора на мощности.

Можно выделить следующий ряд особенностей внутриреакторных экспериментов [3, 12]:

- мощное нейтронное и γ -излучения вызывают радиационное повреждение, радиационный разогрев и активацию деталей устройств, помещенных в реактор. Поэтому выдвигаются особые требования к подбору конструкционных и изоляционных материалов. Следует отметить, что распространенные в обычных условиях изоляционные вещества, такие как воздух, резина, пластмассы, даже в очень слабых радиационных полях и малых интегральных потоках радиации теряют свои изоляционные свойства, многие материалы, обычно используемые в качестве оптических окон, такие как NaCl , теряют прозрачность при флюенсе нейтронов от 10^{15} н/см² до 10^{16} н/см². Радиационный разогрев деталей требует применения термостойких материалов и организации эффективного теплоотвода;
- недоступность экспериментальной установки в процессе и после

- проведения эксперимента вследствие высокой наведенной радиоактивности в конструкционных материалах, а также невозможность внесения изменений и исправлений в процессе эксперимента, предъявляют особые требования к надежности всех узлов и схем установки;
- ограниченность размеров экспериментальных полостей в активной зоне, из-за необходимости обеспечения критичности и необходимого запаса реактивности реактора, выдвигает очень жесткие требования к габаритным размерам и компоновке экспериментальных устройств;
 - необходимость проведения дистанционных измерений, вывода электрических сигналов и оптического излучения на большие расстояния за пределы реактора ставит задачи уменьшения потерь сигнала, сопутствующего фона, электрических наводок, повышения чувствительности детектирующих устройств и т.д.

С учетом выше перечисленных специфических особенностей реакторных экспериментов был выбран экспериментальный метод исследования ядерно-возбуждаемой плазмы, образованной продуктами ядерных реакций, подобрано экспериментальное оборудование и разработана схема проведения внутрореакторных экспериментов на стационарном ядерном реакторе ИВГ.1М.

Наиболее перспективным методом в исследование характеристик ядерно-возбуждаемой плазмы является метод спектральной диагностики. Данный метод является наиболее информативным с точки зрения получаемой информации о состоянии ядерно-возбуждаемой газовой среды, по сравнению с другими методами (зондовый, электродный и др.), и не вносит возмущений в измеряемые характеристики. В частности, спектральная диагностика возбуждаемой газовой среды позволяет определять концентрации и температуры заряженных частиц в газовой среде, а также концентрации и потоки частиц в энергетическом пространстве (распределение атомов и молекул по возбужденным состояниям и определяющую их кинетику) [3, 12]

Учитывая специфические особенности проведения реакторных экспериментов, была разработана схема эксперимента по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик газовых сред, возбуждаемых продуктами ядерной реакции.

Схема реакторных экспериментов по исследованию люминесценции газовых смесей

На рисунке 3.2 представлена схема эксперимента по исследованию оптического излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, образованной продуктами ядерных реакций.

Световое излучение (4), возникающее в результате возбуждения исследуемой газовой смеси продуктами ядерной реакции, выводится из ампулы через кварцевое окно (6) и, отражаясь поворотным зеркалом (7), попадает на фокусирующую линзу (8). Далее по оптоволоконному кабелю (9) свет попадает на вход оптического спектрометра (13) и входную щель монохроматора (10) с ФЭУ (11), работающего в режиме счета фотонов. Полученный с помощью оптического спектрометра спектр люминесценции записывается на компьютер (14).

Экспериментальный стенд для проведения внутрореакторных исследований спектров люминесценции

Эксперименты по изучению спектрально-люминесцентных характеристик газовых сред, возбуждаемых продуктами ядерной реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ в условиях ионизирующего излучения, проводятся на экспериментальном стенде ЛИАНА, расположенном в реакторном помещении стационарного ядерного реактора ИВГ.1М. Экспериментальный стенд ЛИАНА изначально был предназначен для проведения исследования процессов массопереноса изотопов водорода в конструкционных материалах ядерных и термоядерных установок в условиях облучения на реакторе ИВГ.1М [13-17]. Подробное описание экспериментального стенда представлено в разделе 5.4 настоящей книги. Для проведения экспериментов по исследованию спектров люминесценции газовых смесей была проведена модернизация экспериментального стенда, заключающаяся в доработке системы напуска и доукомплектации информационно-измерительного комплекса (ИИК) аппаратурой и приборами, которые преобразуют измеряемые оптические характеристики светового излучения ядерно-возбуждаемой плазмы в отсчеты регистрирующих устройств, наблюдаемые экспериментатором и накапливаемые в памяти ЭВМ.

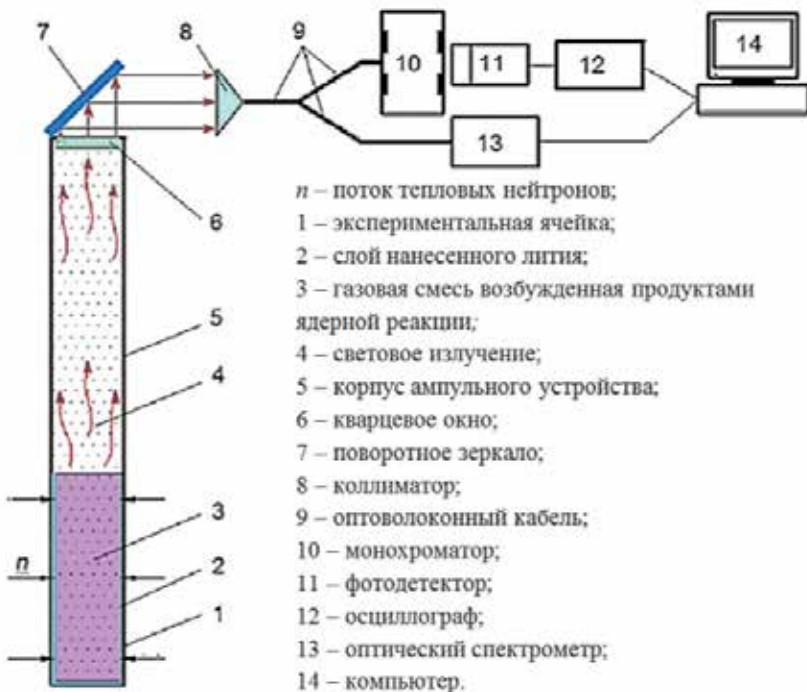


Рисунок 3.2. Схема реакторных экспериментов, с использованием поверхностных источников заряженных частиц для ионизации и возбуждения исследуемых газовых

На рисунке 3.3 приведена принципиальная схема модернизированного экспериментального стенда ЛИАНА. Разработанные дополнительные системы, которые были монтированы в стенд ЛИАНА, на схеме показаны серыми пунктирными линиями.

Экспериментальный стенд ЛИАНА функционально состоит из ампульного устройства (АУ) и рабочего блока (на рисунке 3.3 он выделен красной пунктирной линией).

Рабочий блок экспериментального стенда, в свою очередь, функционально состоит из вакуумной системы, системы напуска исследуемых газов в объем ампульного устройства и информационно-измерительного комплекса.

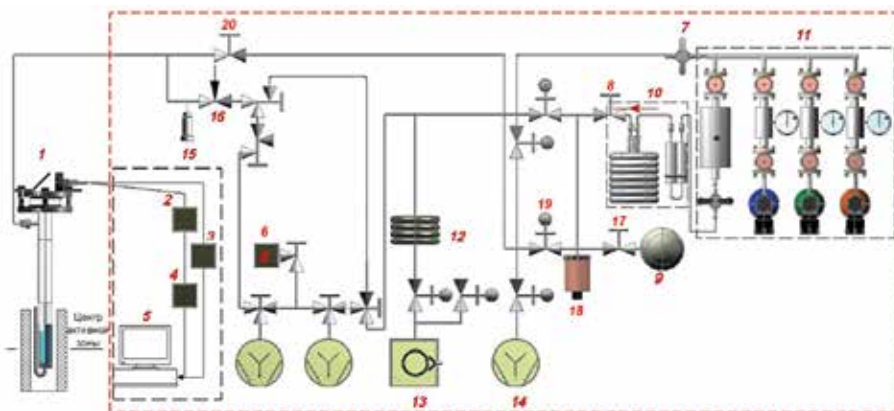
Ампульное устройство изготавливается, исходя из задач исследования и характера технического обслуживания, связанного с этими задачами.

Экспериментальные ампульные устройства

Для проведения экспериментов по изучению спектрально-люминесцентных характеристик смесей инертных газов и смесей с парами металлов были разработаны две конструктивные схемы экспериментального ампульного устройства (АУ):

вариант 1: АУ с металлической экспериментальной ячейкой, для проведения исследований со смесями инертных газов, см. рисунок 3.4,а (используются поверхностные источники заряженных частиц);

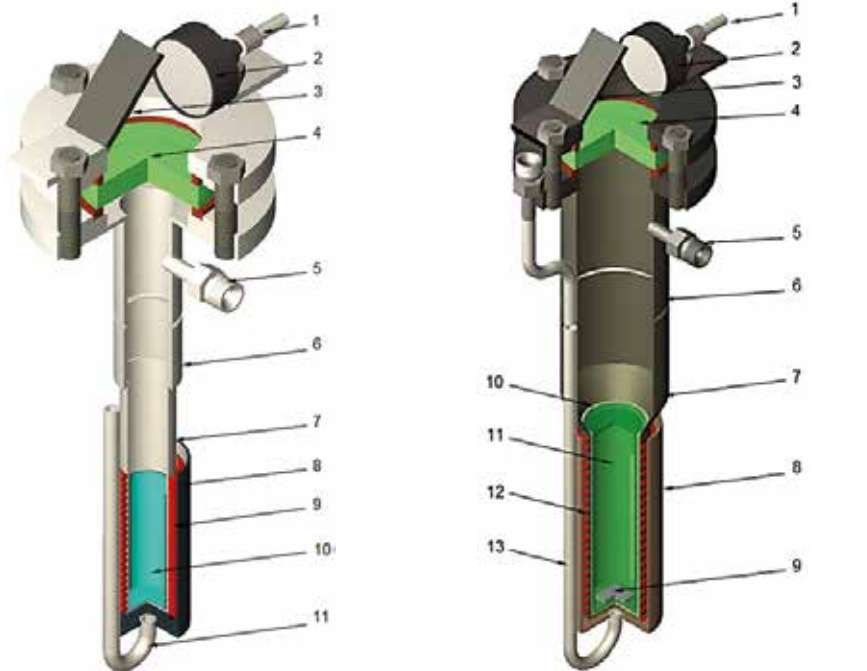
вариант 2: АУ с экспериментальной ячейкой, внутри которой устанавливается кварцевая капсула с кусочком металла и заполненная газовой смесью, для проведения исследований смесей с парами металлов, см. рисунок 3.4,б (используется объемный источник заряженных частиц).



1 - экспериментальное АУ; 2 - монохроматор с ФЭУ; 3 - оптический спектрометр; 4 - цифровой осциллограф; 5 - компьютер IBM PC; 6 - масс-спектрометр; 8, 17, 20 - ручные вакуумные вентили; 9 - накопительная емкость; 10 - система очистки смеси газов; 11 - система подготовки смеси газов; 12 - азотная ловушка для фор насоса; 13 - форвакуумный насос; 14 - высоковакуумные насосы; 15 - датчик давления; 16 - регулятор расхода газа (натекатель); 18 - вакуумметр ВДГ-1; 19 - механический вакуумный вентиль

Рисунок 3.3. Схема экспериментов по изучению спектрально-люминесцентных характеристик смесей газов и паров металлов

Ампульное устройство обеспечивает: размещение экспериментальной ячейки с исследуемой газовой смесью на уровне центра активной зоны реактора ИВГ.1М внутри корпуса физического экспериментального канала (ФКЭ); откачку объемов экспериментальной ячейки; подачу исследуемой газовой смеси в объем экспериментальной ячейки; регулировку и поддержание исследуемого температурного режима стенок экспериментальной ячейки и кварцевой капсулы с газовой смесью.



- 1 – оптоволоконный световод;
- 2 – коллиматор;
- 3 – поворотное зеркало;
- 4 – кварцевое окно;
- 5 – тракт откачки и подачи смеси газов;
- 6 – корпус ампульного устройства;
- 7 – корпус экспериментальной ячейки;
- 8 – кожух охлаждения;
- 9 – нагреватель;
- 10 – тонкий слой делящегося материала;
- 11 – тракт охлаждения

а) АУ для экспериментов со смесями инертных газов

- 1 – оптоволоконный световод;
- 2 – коллиматор;
- 3 – поворотное зеркало;
- 4 – цериговое стекло;
- 5 – тракт откачки объема АУ;
- 6 – корпус АУ;
- 7 – корпус экспериментальной ячейки;
- 8 – кожух охлаждения;
- 9 – кусочек металла;
- 10 – защитный чехол капсулы;
- 11 – кварцевая капсула со смесью газов;
- 12 – нагреватель;
- 13 – тракт охлаждения

б) АУ для экспериментов с парами металлов

Рисунок 3.4. Схематический вид экспериментальных ампул для проведения исследований спектров люминесценции газовых смесей инертных газов и паров металла

Методика проведения реакторных экспериментов по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик газовых смесей

Для проведения исследований, направленных на поиск и изучение газовых сред, обладающих высокой эффективностью преобразования энергии ядерных частиц в световое излучение, приняв во внимание технологические особенности исследовательского реактора ИВГ.1М и экспериментального стенда ЛИАНА, была разработана методика проведения реакторных экспериментов по исследованию спектров люминесценции газовых смесей, которая заключается в следующем:

- АУ загружается в экспериментальный канал реактора ИВГ.1М таким образом, чтобы экспериментальная ячейка АУ размещалась на уровне центра активной зоны реактора;
- далее проводится оценка внесенного ампулой изменения реактивности реактора, после чего ампула подсоединяется к вакуумной системе экспериментального стенда ЛИАНА, и проводятся все необходимые технологические процедуры по подготовке загруженного ампульного устройства и стенда ЛИАНА к проведению реакторных экспериментов;
- затем, перед выходом реактора на заданный уровень мощности, предварительно подготовленная исследуемая смесь газов, набранная в накопительной емкости (9) (рисунок 3.3) с помощью системы напуска подается в объем ампульного устройства до заданного давления (в экспериментах со смесями газов без паров металла);
- после этого реактор выводится на заданный уровень мощности, и проводятся измерения светового потока;
- далее, после записи спектров люминесценции на заданном стационарном уровне мощности реактора, реактор ИВГ.1М выводится на второй заданный стационарный уровень мощности, и проводятся следующие измерения светового потока. В экспериментах с парами металлов регистрация спектров люминесценции проводится при различных температурах стенок капсулы на каждой заданной мощности реактора;
- после измерения спектров люминесценции газовых смесей на всех исследуемых стационарных уровнях мощностей реактора проводится плановый останов реактора.
- Кроме процедуры исследований, были определены технические требования к проводимым на реакторе ИВГ.1М экспериментам, которые заключаются в следующем:
- система подготовки газовой смеси должна обеспечивать остаточное давление газов не более 10^{-4} торр, на момент напуска газовой смеси в АУ (кварцевую капсулу);
- система контроля и управления температурой стенок экспериментальной ячейки АУ должна обеспечивать измерения при следующих температурах стенок ячейки: для одной смеси газов без паров металла – до 500 К, для одной смеси газов с парами металлов – 570 К, 620 К, 670 К, 720 К, 770 К, 820 К, 870 К;
- допустимый градиент температур по стенке экспериментальной ячейки и стенке капсулы в экспериментах с парами металлов не дол-

- жен отличаться на 10 К от исследуемой температуры;
- система регистрации спектров излучения в световом диапазоне должна обеспечивать разрешение не менее чем 1,5 нм по длине волны;
 - контроль и управление измерениями спектров излучения должен осуществляться дистанционно.

На первом этапе исследований спектрально-люминесцентных характеристик газовых смесей, проводимых на стационарном реакторе ИВГ.1М, для ионизации и возбуждения газовых сред была выбрана практически не использовавшаяся ранее реакция ${}^6\text{Li}(n, \gamma)\text{T}$. При этом для возбуждения газовой среды был выбран поверхностный способ использования заряженных частиц. Для проведения реакторных экспериментов было изготовлено облучательное ампульное устройство в соответствии с разработанным ранее вариантом АУ, представленным на *рисунке 3.4, а*.

В качестве источника заряженных частиц, как было отмечено выше, используется природный литий, нанесенный тонким слоем на внутреннюю поверхность экспериментальной ячейки ампульного устройства (природный состав изотопов лития):

Для нанесения тонкого слоя лития был разработан и экспериментально опробован метод по распылению лития на внутреннюю поверхность ячейки АУ.

Метод по распылению лития на стенки экспериментальной ячейки АУ

Процедура нанесения слоя лития на внутреннюю поверхность экспериментальной ячейки ампульного устройства проводилась в несколько этапов (см. *рисунок 3.5*).

Этап I. Подготовка внутренней поверхности экспериментальной ячейки к напылению литием.

Для обеспечения лучшей смачиваемости (повышение адгезии) внутренней поверхности стенок экспериментальной ячейки АУ были проведены следующие процедуры:

- для удаления из поверхностных и приповерхностных слоев металла различных технологических примесей и органических пленок был проведен высокотемпературный отжиг экспериментальной ячейки при температуре 1023 К в течение двух часов в условиях непрерывной откачки;
- затем, с целью удаления окисных пленок с поверхности металла (в результате окисно-восстановительных реакций), в объем экспериментальной ячейки был напущен спектрально чистый водород до давления 200 Торр при температуре 1023 К. После двухчасовой выдержки стенки ячейки были охлаждены до температуры 300 К;
- далее, для возгонки неметаллических примесей (фосфор, сера, углерод и т.д.), корпус экспериментальной ячейки был нагрет до температуры 1023 К в условиях непрерывной откачки и после пятнадцати минутной выдержки охлажден до комнатной температуры (300 К).

Этап II. Загрузка очищенного (методом геттерирования и вакуумной дистилляции) лития в экспериментальную ячейку ампульного устройства.

Этап III. Напыление лития на стенки экспериментальной ячейки ампульного устройства.

Напыление лития на внутреннюю поверхность экспериментальной ячейки АУ проводилось в следующем порядке:

- откачка объема ячейки с образцом лития до давления 10^{-5} Торр;
- нагрев ячейки до температуры 1000 К и выдержка в течение одного часа;
- охлаждение ячейки до температуры 300 К;
- напуск аргона в объем ячейки для минимизации взаимодействия атмосферы воздуха с литием при удалении ограничительного экрана из ампульного устройства;
- откачка объема ампульного устройства до давления 10^{-5} Торр.

Средняя толщина нанесенного слоя лития была определена косвенным методом. Зная площадь внутренней поверхности экспериментальной

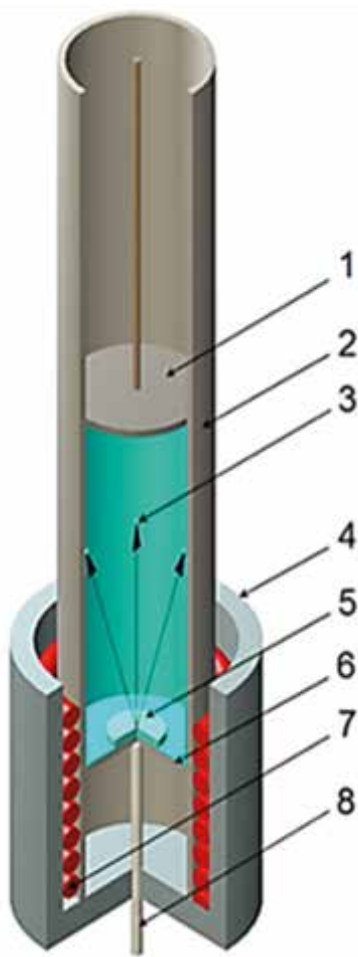


Рисунок 3.5. Схема нанесения лития на стенки экспериментальной ячейки ампульного устройства



а) общий вид АУ



б) верхний фланец с механизмом юстировки зеркала и коллиматора



в) нижняя часть АУ с нагревателем и кожухом охлаждения

Рисунок 3.6. Экспериментальное ампульное устройство для проведения реакторных экспериментов по исследованию люминесценции газовых смесей

ячейки и необходимую толщину нанесенного слоя, было определено необходимое количество лития, загружаемого в экспериментальную ячейку.

В обоснование данного метода были проведены эксперименты с подобными ячейками, после которых ячейки были разрезаны и проведены измерения толщины напыленного слоя лития.

На рисунке 3.6 представлен общий вид изготовленного ампульного устройства, его верхний фланец с механизмом юстировки зеркала и коллиматора (для фокусировки светового потока выходящего из ампульного устройства) и нижняя часть АУ с кожухом охлаждения перед установкой его на ампульное устройство.

Первый методический реакторный эксперимент по исследованию спектров люминесценции с литиевым ампульным устройством

Целью эксперимента являлась отработка режимов охлаждения ампульного устройства при разных мощностях реактора ИВГ.1М и проверка работоспособности регистрирующей аппаратуры (оптического спектрометра USB2000+, монохроматора МДР 204 и фотодетектора DET 100А) в условиях реакторного облучения.

Эксперимент проводился с газовой смесью из инертных газов: гелий (He – 452 Торр) и неон (Ne – 300 Торр).

Газовая смесь готовилась в отдельном коллекторе и напускалась в объем ампульного устройства через систему очистки, представляющей собой две прогреваемые металлические колонны, наполненные газоабсорбирующими элементами. Очистка газовой смеси от примесей осуществляется за счет пропускания смеси через абсорбирующие элементы (титан и оксид меди) при температуре 870 К.

Для защиты измерительной аппаратуры, регистрирующей световое излучение, от возможного воздействия реакторного излучения монохроматор МДР 204 и оптический спектрометр USB2000+ был помещен в защитный короб из кадмиевой фольги, свинца и парафина (рисунк 3.7), аналогично был защищен и фотодетектор DET 100А.

Методический эксперимент по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик газовой смеси He-Ne проводился по методике, описанной выше.

На рисунке 3.8 показаны этапы загрузки ампульного устройства в экспериментальный канал реактора ИВГ.1М.

Условия проведения эксперимента были следующими:

- тепловая мощность реактора ИВГ.1М. – 300 кВт, 500 кВт, 1 МВт;
- исследуемые интервал длин волн – от 300 до 1100 нм;
- исследуемый температурный интервал газовой смеси – от 300 до 500 К;
- давление газовой смеси в ампульном устройстве – 650 Торр.

На рисунке 3.9 представлена диаграмма методического реакторного эксперимента с газовой смесью He-Ne. На диаграмме представлены дан-



а) монохроматор МДР 204 и оптический спектрометр USB2000+ перед защитой



б) монохроматор и оптический спектрометр в защитном коробе из кадмия и свинца



в) аппаратура в защитном коробе, накрытая парафином

Рисунок 3.7. Защита измерительной аппаратуры короб из кадмиевой фольги, свинца и парафина



а) ампула перед за-
грузкой в канал

б) загрузка ампулы
в канал

в) ампула, загруженная в канал реактора
и смонтированная в стенд ЛИАНА

Рисунок 3.8. Загрузка ампульного устройства с исследуемым образцом в центральный экспериментальный канал реактора ИВГ.1М

ные изменения мощности реактора (черная линия), давление в объеме ампульного устройства (зеленая линия), температура корпуса экспериментальной ячейки ампульного устройства (красная линия) и данные изменения интенсивности люминесценции на линиях 585 нм (синяя линия) и 703 нм (оранжевая линия), характерных данной газовой смеси He-Ne.

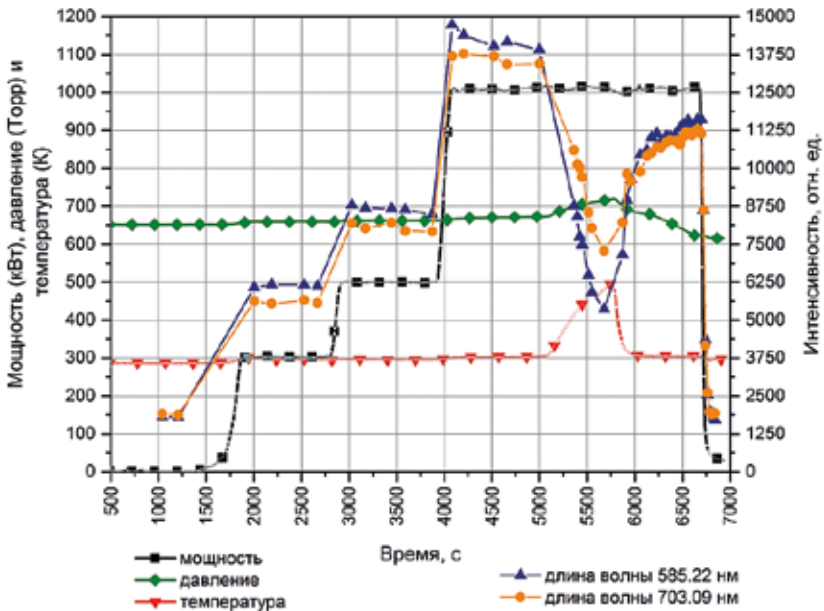


Рисунок 3.9. Диаграмма реакторного эксперимента с газовой смесью He-Ne

Температура стенки экспериментальной ячейки ампульного устройства регистрировалась с помощью двух термопар, установленных на внешней стороне ячейки на расстоянии 100 мм от доньшка ампульного устройства (на уровне центра активной зоны реактора).

Значения интенсивности люминесценции на линиях 585 нм и 703 нм были зарегистрированы оптическим спектрометром USB2000+. Точки на зависимостях изменения интенсивности люминесценции соответствуют времени, при котором были проведены измерения. Точки соединены линиями для визуальной наглядности, как изменялась интенсивность свечения на разных этапах эксперимента

На *рисунке 3.10* для примера представлена форма программного обеспечения спектрометра USB2000+ с зарегистрированными спектрами люминесценции на разных режимах работы реактора ИВГ.1М.

Предварительный анализ полученных данных позволил выделить следующее (см. *рисунок 3.9*):

- при нагреве стенки экспериментальной ячейки до температуры 500 К возросло давление в объеме ампульного устройства из-за повышения температуры газовой смеси в объеме ампульного устройства. Это, в свою очередь, по-видимому, привело к снижению интенсивности свечения. Данное предположение подтверждается тем, что при охлаждении газовой смеси интенсивность возросла. Однако значение интенсивности свечения не достигло значений, полученных до нагрева стенок экспериментальной ячейки. Это можно объяснить загрязнением газовой смеси примесями, выделяющимися из стенок ампульного устройства при первом радиационном отжиге корпуса ампульного устройства;
- уменьшение давления газовой смеси в объеме ампульного устройства (откачка газовой смеси через натекагель) не влияет на интенсивность свечения исследуемой газовой смеси;

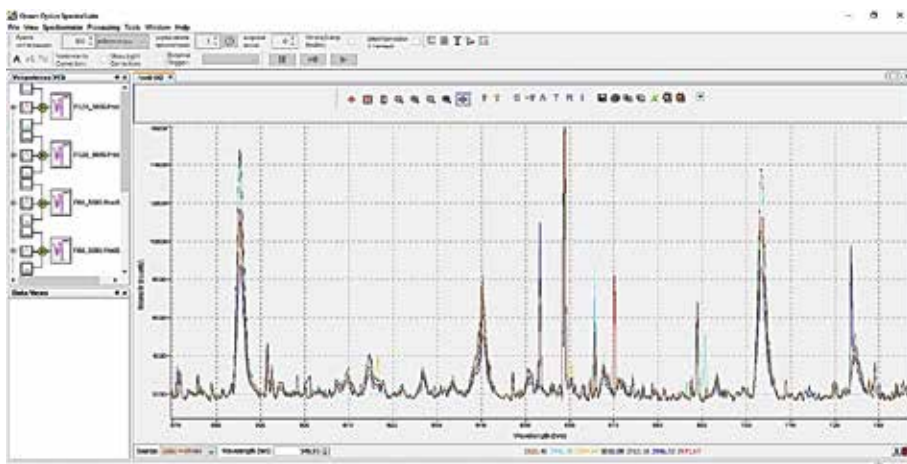


Рисунок 3.10. Спектры люминесценции газовой смеси He-Ne, зарегистрированные спектрометром USB 2000+ на разных режимах работы реактора ИВГ.1М

– после планового ухода с заданной полки мощности реактора (плановый ОСТАНОВ реактора) свечение газовой смеси прекратилось.

Таким образом, результаты первого методического реакторного эксперимента с газовой смесью He-Ne показали возможность проведения дальнейших экспериментов по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик газовых смесей с разработанным ампульным устройством с литиевой экспериментальной ячейкой. В процессе проведения эксперимента были отработаны режимы охлаждения ампульного устройства и получены данные о влиянии реакторного излучения на работу аппаратуры регистрирующей оптическое излучение, возникающее в объеме экспериментальной ячейки ампульного устройства в результате возбуждения газовой смеси (He-Ne) продуктами ядерной реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$.

Заключение

В данном разделе описан начальный этап планируемых на реакторных комплексах ИАЭ НЯЦ РК исследований в области прямого преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения и создании ядерно-возбуждаемого источника когерентного и некогерентного излучения с прямой ядерной накачкой смеси инертных газов и паров металлов. В дальнейших работах на стационарном ядерном реакторе ИВГ.1М планируется исследовать спектры люминесценции смесей газов с парами металлов, определить возможность и условия запуска лазера на ${}^63\text{S}_1$ - ${}^53\text{P}$ переходах атома кадмия. В экспериментах на реакторе ИГР, имеющего рекордную плотность потока тепловых нейтронов (до 7×10^{16} н/см²с), будет исследована возможность вывода энергии из активной зоны ядерных реакторов за счет прямого преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения.

3.2 Исследования элементного состава материалов ядерной техники с помощью нейтронно-активационного анализа

Уже несколько десятилетий во многих странах мира нейтронно-активационный анализ (НАА) успешно применяется как в научных исследованиях, так и для аналитического обеспечения промышленного и сельскохозяйственного производств. Этот ядерно-физический метод анализа основан на облучении вещества потоком нейтронов и последующем измерении спектра гамма-излучения радионуклидов, являющихся продуктами различных реакций нейтронов с ядрами элементов в анализируемом образце. По характерным пикам в спектре гамма-излучения активированного образца идентифицируют присутствующие в образце элементы, а по величине этих пиков определяют содержание интересующих элементов. Благодаря большому разнообразию нейтронных ядерных реакций, которые могут быть положены в основу конкретных методик НАА, набор возможных анализируемых элементов достаточно широк, а продолжительность анализа обычно составляет от нескольких десятков секунд до нескольких минут.

Высокая проникающая способность нейтронов и гамма-квантов обуславливает неразрушающий характер нейтронно-активационного анализа. Этот метод не требует трудоемкой пробоподготовки и позволяет многократно проанализировать один и тот же образец вещества в твердой или жидкой фазе, что обеспечивает возможность повышения точности результата, а при использовании так называемого циклического режима – и повышение чувствительности анализа.

Помимо этого, нейтронно-активационный метод позволяет анализировать образцы массой до нескольких десятков граммов, что значительно превышает величину навески в других методах, обеспечивая тем самым высокую представительность анализа.

Инструментальный НАА, при котором для селективного измерения активности интересующих радионуклидов используется не радиохимическое их разделение, а только аппаратные средства и специальные программы обработки зарегистрированных гамма-спектров, позволяет полностью автоматизировать процесс анализа. Режимы облучения образцов нейтронами и измерения иницированного гамма-излучения, методы обработки зарегистрированных аппаратурных спектров и вычисления содержания элементов могут быть заданы программно с помощью компьютера, управляющего всем ходом анализа. Это обеспечивает высокую производительность метода, что особенно важно при выполнении массовых поточных анализов с целью контроля технологических процессов и качества продукции [18, 19].

В зависимости от типа реакторной установки, ее нейтронно-физических и технических характеристик возникают различные возможности в облучении проб и проведении анализов. Для реализации этих возможностей требуется разработка специальных методов и технологий, наиболее полно отвечающих экспериментальной базе и содержанию аналитических задач.

С 2012 года в Филиале ИАЭ проводятся исследования по адаптации инструментального НАА на реакторах ИВГ.1М и ИГР, включая и такую современную модификацию метода, как k0-ИНАА (k0-Инструментальный Нейтронно-Активационный Анализ) [20, 21].

В сравнении с традиционно применяемым сравнительным нейтронно-активационным анализом метод k0-ИНАА, или метод k0-стандартизации, имеет целый ряд преимуществ. Особенно метод предпочтителен, когда интенсивность активирующего излучения (поток нейтронов) в данной серии анализов меняется от одного облучения к другому. Метод k0-стандартизации заслуживает особого внимания при серийном определении большого числа элементов в одной пробе, когда использование эталонов в каждом анализе требует больших затрат труда и времени на различные подготовительные операции и измерение активностей. При использовании метода k0-стандартизации для определения элементного состава образцов отпадает необходимость в многоэлементных стандартах, как это требуется в сравнительном методе. Кроме того, этот метод обеспечивает воспроизводимость результатов анализов и точность на том же уровне, как и сравнительный метод [22, 23].

Реакторостроение предъявляет высокие требования к чистоте материалов, используемых в качестве горючего (уран, плутоний и др.), теплоносителя (жидкие металлы, вода, некоторые органические соединения и др.), замедлителя (вода, графит, бериллий и др.), а также материалов для создания различных конструкций и экспериментальных устройств (цирконий, алюминий, бериллий и др.). Эти материалы не должны содержать элементы с высоким сечением поглощения тепловых нейтронов, а в ряде случаев требуется также отсутствие элементов, дающих при облучении долгоживущие радиоактивные изотопы с жестким гамма-излучением. Анализ элементного состава примесей в материалах ядерной техники является не рядовой задачей для любого из аналитических методов, поскольку количество интересующих примесей очень мало и приходится работать на пределе возможностей метода. В практике подобных исследований, кроме нейтронно-активационного анализа, используют такие ядерно-физические методы, как атомная абсорбционная спектрометрия (ААС), рентгенофлуоресцентный анализ (РФА), атомная эмиссионная спектрометрия с индуктивно связанной плазмой (ICP-AES - ИСП-АЭС), масс-спектрометрия с индуктивно связанной плазмой (ICP-MS - ИСП-МС), обеспечивающие приемлемые чувствительность, репрезентативность и производительность анализа.

В 2015 году проведены физические исследования, в результате которых получены экспериментальные данные по активации элементов в образцах конструкционных материалах ядерной техники, облученных в экспериментальном канале реактора ИВГ.1М, определены условия выдержки и измерения образцов. Разработаны методические рекомендации по определению содержания отдельных химических элементов в конструкционных материалах ядерной техники с помощью к₀-ИНАА.

Экспериментальные исследования

Метод к₀-ИНАА требует предварительного знания некоторых характеристик поля нейтронов для определения эффективного сечения (σ , γ) реакций на изотопах элементов-аналитов. Такими параметрами являются коэффициент α , определяющий степень отличия формы спектра надтепловых нейтронов от идеального спектра Ферми и параметр f – отношение теплового и надтеплового потоков нейтронов в канале.

Характеристики поля нейтронов в месте облучения образцов в экспериментальном канале реактора ИВГ.1М определялись активационным методом с использованием активационных индикаторов (АИ). Эксперименты проводились с использованием облучательного устройства, в которое помещались АИ. В качестве АИ использовались следующие материалы: индий, золото, марганец, медь, тантал, цезий, цирконий, лютеций, рутений. Такой набор АИ обеспечил перекрытие энергетического диапазона нейтронов от 1,6 эВ (индий) до 6200 эВ (цирконий). Облучение АИ было проведено на двух пусках реактора ИВГ.1М. Облучение проводилось на мощности 10 кВт в течение примерно 1000 с.

На *рисунке 3.11* показана загрузка облучательного устройства в экспериментальный канал реактора ИВГ.1М.

Для определения параметра α был применен метод мультирезонансных детекторов, а для параметра f – метод кадмиевого отношения. При-

менение кадмиевого фильтра и нескольких резонансных индикаторов позволило выполнить одновременное определение параметров f и α .

Среднее значение параметра α по результатам двух реакторных экспериментов составило 0,0038. Среднее значение f составило приблизительно 41.

Физические исследования с образцами конструкционных материалов ядерной техники были проведены на пусках реактора ИВГ.1М. Средняя мощность реактора на каждом из пусков составила 0,3 МВт, а среднее время облучения – примерно 4000 с.

Целью физических исследований являлось получение экспериментальных данных по активации элементов-аналитов в образцах материалов ядерной техники, облученных в экспериментальном канале реактора ИВГ.1М, исследование условий выдержки и измерения образцов.

Образы графита (марки С-3, МГ-3 и R-4340) и бериллия (марка ТГП-56) были приготовлены методом резки. После изготовления были измерены геометрические размеры и масса образцов. Образцы циркония представляли собой проволоку диаметром 1 мм и длиной 10 мм. Внешний вид



Рисунок 3.11. Загрузка облучательного устройства в экспериментальный канал реактора ИВГ.1М

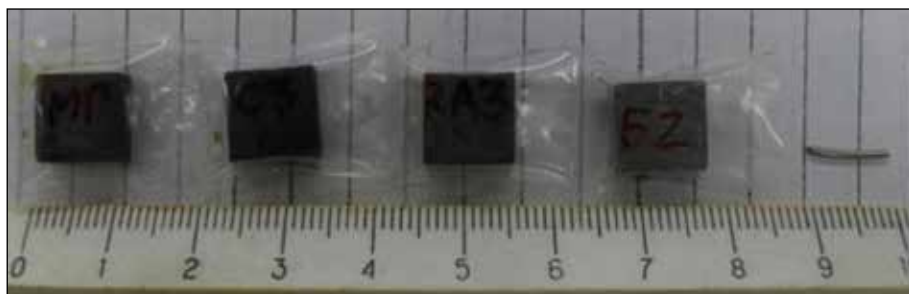


Рисунок 3.12. Образцы конструкционных материалов ядерной техники

образцов конструкционных материалов ядерной техники представлен на рисунке 3.12.

После облучения в реакторе измерение спектров гамма-излучения образцов проводилось на многоканальном спектрометре с полупроводниковыми детекторами из особо чистого германия. Измерения образцов проводились после выдержки от 20 мин до 30 сут после окончания облучения. Время экспозиции составило от 600 с до 85000 с.

Полученные результаты

Результаты определения концентраций C_a элементов-аналитов в образцах графита различных марок приведены в таблице 3.1. В таблице 3.2 приведены результаты расчета концентраций элементов-аналитов в образцах бериллия и циркония. В таблицах также приведено значение абсолютной погрешности определения концентраций ΔC_a .

Таблица 3.1. Результаты расчета концентраций C_a элементов-аналитов в графите, мкг/г

Элемент	Графит МГ-3		Графит С-3		Графит R-4340	
	C_a	ΔC_a	C_a	ΔC_a	C_a	ΔC_a
As	0,15	0,013	0,206	0,017	0,025	0,003
Ba	4,3	1,2	5,8	0,92	3,5	0,85
Ce	< ПО	-	< ПО	-	0,28	0,03
Cl	12	1,1	8,8	1,3	12	1,9
Co	0,22	0,024	0,22	0,032	0,50	0,045
Cr	0,49	0,072	1,2	0,12	0,76	0,091
Dy	0,011	0,003	0,031	0,006	0,058	0,005
Eu	< ПО	-	0,017	0,001	< ПО	-
Fe	< ПО	-	33	5,2	47	9,7
Hf	0,009	0,001	0,020	0,003	0,006	0,001
In	< ПО	-	0,0067	0,00093	0,00614	0,00086
K	8,3	0,95	13,5	1,6	15,5	1,9

Глава 3. Исследования в обоснование дальнейшего развития
реакторных комплексов ИАЭ НЯЦ РК

Элемент	Графит МГ-3		Графит С-3		Графит R-4340	
	C_a	ΔC_a	C_a	ΔC_a	C_a	ΔC_a
La	0,26	0,025	0,19	0,021	0,125	0,016
Lu	< ПО	-	0,005	0,001	0,005	0,001
Mn	0,081	0,009	0,077	0,005	0,064	0,005
Na	12	1,1	16	0,78	0,84	0,064
Sb	0,018	0,004	0,076	0,007	0,005	0,002
Sc	0,03	0,003	0,1	0,006	0,11	0,009
Sm	0,001	0,00006	0,041	0,002	11	0,8
Ta	0,022	0,004	< ПО	-	< ПО	-
Th	0,022	0,004	0,05	0,004	0,022	0,004
U	0,007	0,001	0,022	0,005	0,001	0,0001
W	0,32	0,019	0,1	0,009	0,13	0,011
Yb	0,002	0,001	0,03	0,003	0,038	0,005
Zn	< ПО	-	< ПО	-	0,21	0,13

<ПО - меньше предела обнаружения

Таблица 3.2. Результаты расчета концентраций элементов-аналитов в бериллии и цирконии, мкг/г

Элемент	Бериллий		Цирконий	
	C_a	ΔC_a	C_a	ΔC_a
As	0,73	0,10	< ПО	-
Ba	20	5,4	«	-
Ce	2,0	0,16	«	-
Cl	< ПО	-	«	-
Co	1,8	0,15	«	-
Cr	110	8	«	-
Dy	< ПО	-	«	-
Eu	0,001	0,0001	«	-
Fe	1610	134	«	
Hf	0,105	0,015	32	6,1
In	< ПО	-	< ПО	-
K	140	10	«	-
La	0,487	0,053	«	-
Lu	0,013	0,002	«	-
Mn	35,7	2,8	0,5	0,1

Элемент	Бериллий		Цирконий	
	C_a	ΔC_a	C_a	ΔC_a
Na	13,3	1,4	5,7	0,74
Sb	0,237	0,028	< ПО	-
Sc	3,45	0,25	«	-
Sm	0,041	0,005	«	-
Ta	< ПО	-	«	-
Th	0,152	0,016	«	-
U	0,023	0,003	«	-
W	48,9	3,9	«	-
Yb	0,017	0,009	«	-
Zn	2,05	0,03	«	

Анализ полученных результатов

Одним из критериев оценки качества материалов ядерной техники является содержание примесей. Высокие требования к чистоте материала обусловлены областью его применения. Применение графитовых изделий в атомной промышленности с разнообразными условиями эксплуатации определяет специфику марок выпускаемого графита. Практически для каждой области применения, исходя из условий эксплуатации, создана своя марка этого материала. Различаются они между собой физико-химическими показателями: плотностью, чистотой, прочностью, размерами зерен и др.

В результате проведенных исследований получены значения содержания примесей в образцах графита марок МГ-3, С-3 и R4340. Методом к0-ИНАА удалось определить большинство нормируемых элементов. В зависимости от марки графита содержание основных примесей составляет для элементов: Fe – $< 0,47 \times 10^{-6} \%$; Zn – $< 0,21 \times 10^{-4} \%$; Mn – от $10^{-5} \%$ до $5 \times 10^{-4} \%$; Cl – $< 12 \times 10^{-4} \%$.

Определена концентрация элементов в образце бериллия. Основным отличием бериллия как материала ядерной техники является относительно низкое содержание в нем урана в виде примеси. Это обусловлено воздействием нейтронного потока при использовании бериллия в ядерной технике. Анализ образцов бериллия методом к0-ИНАА с использованием реактора ИВГ.1М позволяет определять содержание урана в образцах бериллия до 0,006 мкг/г. По результатам анализа урана в составе исследуемого образца концентрация урана составила 0,023 мкг/г, что соответствует требованиям к бериллию сорта ТГП-56ПС ($\leq 0,003 \%$). Кроме урана, в составе бериллия в наибольшей степени контролируется содержание таких элементов, как Nb, Co и Ag.

Высокая коррозионная стойкость циркониевых сплавов в условиях нормальной эксплуатации реакторов является необходимым требованием. В этой связи очень важным является установление взаимосвязи

между коррозионной стойкостью циркониевых сплавов и их химическим составом, поскольку свойства сплавов различного производства, содержащих различные примеси отличаются. Основным элементом при контроле чистоты циркония является гафний (не более 0,01 %). В исследуемом образце циркония было определено содержание гафния и тантала [24-27].

Выводы

Выполненные исследования позволили впервые, с учетом специфики облучения в реакторе ИВГ.1М, определить ядерные константы соединений (k_0 -факторы), характерные для ряда химических элементов, содержащихся в конструкционных материалах ядерной техники.

Внедрение метода k_0 -ИНАА на реакторе ИВГ.1М позволило одновременно определять большую часть примесных элементов в графите, бериллии и цирконии с приемлемой точностью. Исследования показали, что метод k_0 -ИНАА является вполне адекватным поставленной задаче с характерной для него надежной технологией анализа, благодаря чему исключается загрязнение образцов посторонними веществами. Чувствительность метода при определении средних и тяжелых элементов довольно высока, и он может успешно конкурировать с другими методами анализа. При малых количествах анализируемого вещества в пробе количество элементов, которые удается проанализировать с помощью метода k_0 -ИНАА, достигает тридцати. Такая репрезентативность является достаточной для анализа материалов реакторной техники.

Использование исследовательского реактора ИВГ.1М для выполнения k_0 -ИНАА таких конструкционных материалов ядерной техники, как графит, цирконий и бериллий на содержание примесей, позволило расширить область его применения.

3.3 Конвертер тепловых нейтронов в термоядерные

Наиболее интересные и перспективные направления в дальнейшем развитии мировой энергетики связаны с идеями использования энергии термоядерного синтеза и ядерной энергии деления.

Есть уже традиционная интересная и многообещающая идея «чистого синтеза», основанная на создании установок типа токамаков большой мощности. Интенсивные исследования на многих термоядерных установках определили огромный прогресс в этой области и высветили основные проблемы, стоящие при реализации концепции таких токамаков для промышленного применения. К основным проблемам стоит отнести:

- технологию создания и поддержания плазмы с внутренним разогревом;
- вопросы управления параметрами плазмы в пристеночной и диверторной области;
- технологию создания материалов для первой стенки, способных выдерживать эффективные нейтронные нагрузки до 5 МВт/м² и ради-

ационные повреждения до 200 смещений на атом, устойчивых к газобразованию, взаимодействию с плазменно-водородной средой.

Кроме «чистого синтеза», в последнее время очень активно обсуждается идея-концепция создания гибридного термоядерного реактора [28]. В частности, в марте 2012 года прозвучало заявление академика Е. Велихова о начале разработок по созданию российского гибридного реактора [29]. Гибридный реактор представляет собой установку с термоядерным реактором, выступающим в качестве источника термоядерных нейтронов, которые вызывают ядерные реакции деления в подкритическом blankets или зоне деления.

Для проработки этих концепций необходимо проведение широкомасштабных исследований, связанных с решением вопроса об определении свойств и параметров материалов и топлива таких реакторов в условиях их облучения термоядерными нейтронами ($E_n \geq 14$ МэВ).

Для этой цели необходимо наличие источников нейтронов термоядерного спектра, которые на настоящий момент могут быть получены только на установках-генераторах термоядерных нейтронов ускорительного типа (например, разрабатываемая установка IFMIF [30], на которой может быть получен поток быстрых нейтронов до $4,5 \times 10^{13}$ н/(см²×с)), токамаках, работающих на реакции дейтерия с тритием и на ядерных реакторах, при использовании идеи конверсии нейтронов теплового спектра в термоядерные [31].

Возможность подобной конверсии исследовалась ранее на реакторе ИВВ-2М (ФЯЦ ВНИИТФ, Снежинск) [32], а также на реакторах GTRR (Атланта, США), [33] CARR (Пекин, Китай) [34, 35]. Также подобные исследования запланированы на реакторе ТРИГА (Словения) [36] и поддерживаются МАГАТЭ в проекте «Investigations of Materials under High Repetition and Intense Fusion Pulses (F1.30.13)» [37].

Участие Казахстана в работе мирового сообщества по развитию концепций перспективных термоядерных реакторов различного типа предполагает проведение ряда исследований, в которых должны быть использованы нейтроны термоядерных энергий.

Нужно сказать, что на настоящий момент в мире вообще не существует источников термоядерных нейтронов высокой интенсивности. Соответственно, ввиду уникальности реакторных комплексов, расположенных на СИП, и в обоснование дальнейшего их развития в ИАЭ НЯЦ РК начаты исследования, посвященные работам по созданию конвертера тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны на базе исследовательского реактора ИВГ.1М.

Научная значимость исследований связана с тем, что на настоящий момент не существует корректных механизмов, подтвержденных экспериментальными данными, которые описывают процессы, происходящие в дейтериде лития в результате термализации быстрых ионов трития. Для создания модели, которая помогла бы описать эти процессы, будут проведены эксперименты по оценке потоков и спектров термоядерных нейтронов для различных композиций дейтерида лития – для различных соотношений D/Li в дейтериде лития, и для различных геометрий облучения. Предполагается, что в ходе реализации дан-

ных работ будут всесторонне исследованы данные задачи, качественно определены механизмы взаимодействия быстрых ионов трития с дейтеридом лития; разработана и создана оптимальная конструкция экспериментального устройства – конвертера тепловых нейтронов в термоядерные на базе ФКЭ реактора ИВГ.1М.

3.3.1 Определение параметров и технических характеристик конвертера тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны на базе ФКЭ реактора ИВГ.1М

Термоядерные реакторы первого поколения будут работать на дейтерий-тритиевом топливе. В результате синтеза этих двух компонентов в камере термоядерного реактора по реакции $T(D,n)^4He$ будут образовываться нейтроны с энергией порядка 14 МэВ. Для того чтобы предсказать, как поведут себя материалы термоядерных установок при облучении их нейтронами, необходимы источники термоядерных нейтронов, например, специальные устройства – конвертеры.

Для решения задач по созданию конвертера на базе ФКЭ реактора ИВГ.1М был проведен обзор созданных и испытанных на других реакторных установках конвертерных устройств. Целью обзора был анализ конструкции конвертеров и методических особенностей их работы в условиях нейтронного облучения.

Обзор реакторных устройств по конвертированию тепловых нейтронов в быстрые нейтроны с энергией 14 МэВ

Начиная с 50-х годов 20 века, в ядерных реакторах для генерации нейтронов с энергией (14 ± 2) МэВ создавались устройства, в кото-

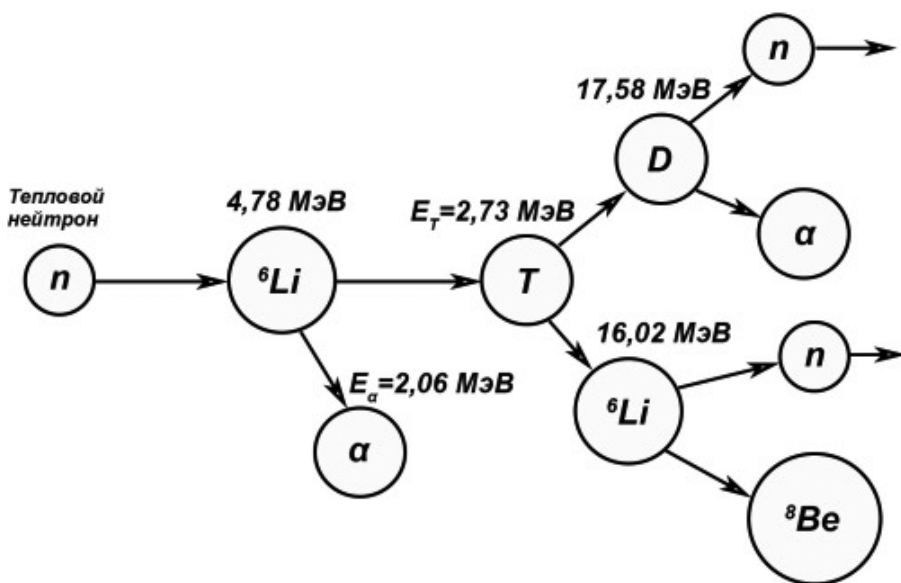
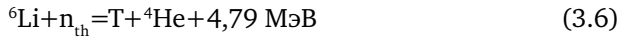


Рисунок 3.13. Схематичное изображение принципа конверсии

рых для конверсии использовались различные соединения лития: LiD, LiNO₃ в растворе D₂O, паста LiOD-D₂O, LiF [34, 35]. В этих устройствах тепловые нейтроны деления использовались для получения тритонов, которые при взаимодействии с дейтерием образовали нейтроны с энергией 14,1 МэВ. Всех их объединяет присутствие в составе лития, так как основной реакцией конвертера является взаимодействие лития-6 с тепловым нейтроном (3.6):



В конвертерных устройствах использовался принцип конверсии тепловых нейтронов в быстрые нейтроны. На рисунке 3.13 приведено схематичное изображение принципа конверсии тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны.

Конвертерное устройство на реакторе KSU TRIGA Mark II

В 1976 году на реакторе KSU TRIGA Mark II (Канзас, США) [36] был разработан конвертер тепловых нейтронов в быстрые нейтроны с энергией 14 МэВ. В качестве конвертируемого материала использовался раствор LiOD-D₂O.

Конвертер находился на дне алюминиевой трубы (длина 4,88 м), которая помещалась в реактор от крышки водного бассейна до активной зоны. Труба была изготовлена из алюминия марки 6061-T6, в состав которого входят следующие примеси: 0,25 % меди, 0,6 % кремний и 1 % магния. Схема экспериментального устройства (ЭУ) приведена на рисунке 3.14.

Результаты экспериментов приведены в таблице 3.3. Средний поток тепловых нейтронов в реакторе KSU TRIGA Mark II на мощности 250 кВт составлял $2,36 \times 10^{12}$ нейтрон/(см²×с). Таким образом, коэффициент конверсии тепловых нейтронов в быстрые нейтроны в экспериментах составил $1,931 \times 10^{-4}$.

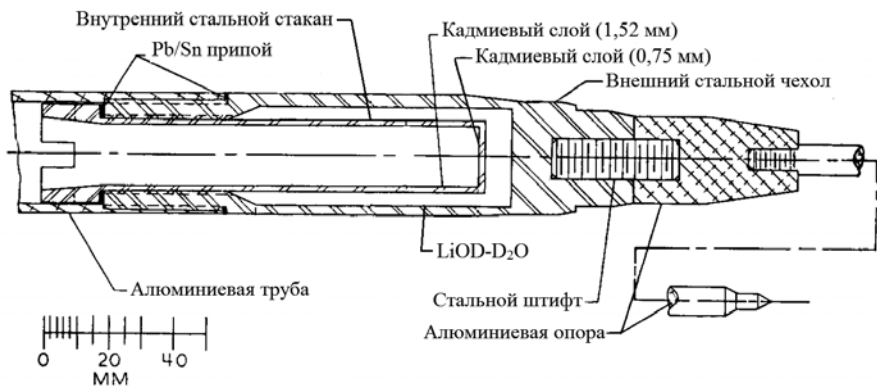


Рисунок 3.14. Схема экспериментального конвертерного устройства

Таблица 3.3. Поток быстрых нейтронов в ЭУ на регистрируемых пороговых энергиях

Реакция	Порог реакции, МэВ	Поток быстрых нейтронов, нейтрон/(см ² ×с)	Энергия образовавшейся частицы, МэВ
$^{28}\text{Si}(n,p)^{28}\text{Al}$	2,86	$3,5 \times 10^{11}$	1,779 (гамма)
$^{24}\text{Mg}(n,p)^{24}\text{Na}$	4,73	$2,5 \times 10^{11}$	2,754 (гамма)
			1,368 (гамма)
$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	6,00	$1,0 \times 10^9$	2,754 (гамма)
			1,386 (гамма)
$^{14}\text{N}(n,2n)^{13}\text{N}$	10,55	$5,8 \times 10^8$	0,511 (аннигиляция гамма)

Конвертерное устройство на реакторе GTRR

На реакторе с тяжеловодным замедлителем Georgia Tech Research Reactor (GTTR), Атланта, Джорджия, США исследовалась возможность получения потока нейтронов с энергией (14 ± 2) МэВ [33].

Вид экспериментальной ячейки приведен на рисунке 3.15. Ампула включала в себя двустенный циркониевый контейнер для размещения дейтерида лития с обогащением по изотопу ^6Li – 95,56 %. Такая конструкция не только обеспечивала 4π-геометрию образования нейтронов с энергией (14 ± 2) МэВ, но и служила в качестве экрана от тепловых нейтронов в центре облучательной капсулы. Необходимости в обеспечении дополнительного охлаждения в ампуле не было, так как ячейка приме-

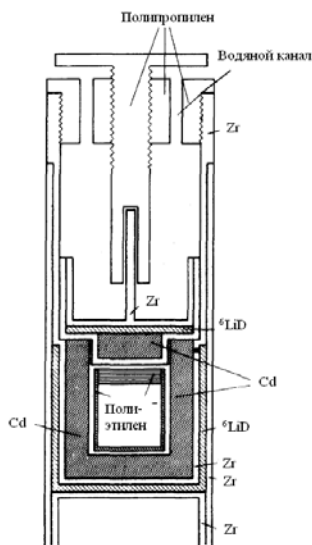


Рисунок 3.15. Схема экспериментальной ячейки для облучения ^6LiD

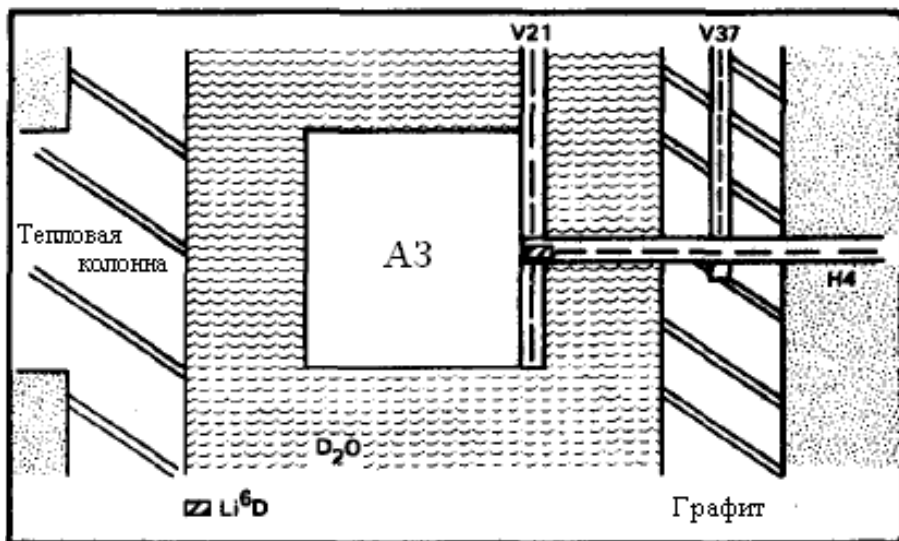


Рисунок 3.16. Принципиальная схема реактора GTTR, на которой изображено положение ячейки с ${}^6\text{LiD}$

нялась в водоохлаждаемом экспериментальном канале реактора (канал Н-4 на рисунке 3.16). Ячейка имела длину 8 см, общий диаметр 2,4 см. Для конверсии использовался ${}^6\text{LiD}$, толщина слоя была равна 1,2 мм, толщина наружной циркониевой стенки – 0,7 мм, внутренней – 1 мм. Облучаемый образец помещался в полиэтиленовую или графитовую емкость, а внутренними слоями из Zr и Cd (нитрида бора) защищался от избыточного тепловыделения от разогрева дейтерида лития. Объем, куда мог быть помещен образец для облучения, составил $1,36 \text{ см}^3$. Три отверстия на поверхности полипропиленовой крышки позволяли воде охлаждать циркониевую поверхность внутри ячейки.

Экспериментальная ячейка облучалась в водо-охлаждаемом канале реактора с периодами от 15 мин до 60 мин на мощности реактора 1 МВт.

Измерение потоков в ячейке проводилось с использованием фольги и порошков из материалов – активационных индикаторов (таблица 3.4), которые загружались в теплоизолированные полиэтиленовые капсулы.

В ходе экспериментов был зафиксирован большой поток надкадмиевых нейтронов внутри облучаемого объема капсулы. В последующем, чтобы избежать нежелательных реакций (n, γ), на резонансных надкадмиевых нейтронах вокруг слоя ${}^6\text{LiD}$ было установлено дополнительное экранирование. Таким образом, при существующей конструкции облучательной ампулы авторами был получен поток нейтронов с энергией $(14 \pm 2) \text{ МэВ}$, равный $4,48 \times 10^{10} \text{ н}/(\text{см}^2 \times \text{с})$, на мощности реактора 1 МВт и потоке тепловых нейтронов реактора, равном $4,65 \times 10^{13} \text{ нейтрон}/(\text{см}^2 \times \text{с})$. Это соответствовало коэффициенту конверсии тепловых нейтронов в термоядерные, равному $9,6 \times 10^{-4}$.

Таблица 3.4. Пороговые реакции, использованные для определения потока быстрых нейтронов в эксперименте

Интервал энергий, МэВ	Реакция	Период распада	E_{γ} , кэВ	Порог реакции, МэВ	Количество экспериментов	Средний поток быстрых нейтронов в ЭУ	Средний поток быстрых нейтронов без ЭУ
от 14,0 до 15,0	$^{197}\text{Au}(n,3n)^{195}\text{Au}$	183 дн	98,84	$14,6 \pm 0,5$	1	$1,0 \times 10^{10}$	-
	$^{46}\text{Ti}(n,2n)^{45}\text{Ti}$	3,09 ч	719,6	13,48	6		
от 13,0 до 14,0	$^{23}\text{Na}(n,2n)^{22}\text{Na}$	2,6 л	1274,5	12,96	2	$2,2 \times 10^{10}$	$6,6 \times 10^7$
	$^{54}\text{Fe}(n,2n)^{53}\text{Fe}$	8,5 мин	377,2	13,6	1		
от 11,8 до 13	$^{63}\text{Cu}(n,2n)^{62}\text{Cu}$	9,8 мин	1172,7	12,0	1	$1,3 \times 10^{10}$	$1,6 \times 10^8$
	$^{90}\text{Zr}(n,2n)^{89}\text{Zr}$	78,4 ч	909,2	12,12	14		
от 10,2 до 11,8	$^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$	313,5 дн	834,8	10,41	8	$2,3 \times 10^9$	$5,9 \times 10^8$
	$^{127}\text{I}(n,2n)^{126}\text{I}$	12,8 дн	388,5	9,21	5	$1,8 \times 10^9$	$2,2 \times 10^9$
от 8,1 до 9,14	$^{197}\text{Au}(n,2n)^{196}\text{Au}$	6,18 дн	355,7	8,12	1	$3,3 \times 10^9$	$6,1 \times 10^9$
	$^{181}\text{Ta}(n,2n)^{180}\text{Ta}$	8,1 ч	93,1	7,68	2	$8,5 \times 10^9$	$1,3 \times 10^{10}$
от 7,0 до 7,6	$^{48}\text{Ti}(n,p)^{48}\text{Sc}$	44 ч	983,5	7,0	6	$1,0 \times 10^{10}$	$1,5 \times 10^{10}$
	$^{24}\text{Mg}(n,p)^{24}\text{Na}$	15 ч	1368,5	6,0	8		
от 6,0 до 7,0	$^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$	15 ч	1368,5	6,0	9	$1,3 \times 10^{10}$	$3,5 \times 10^{10}$
	$^{56}\text{Fe}(n,p)^{56}\text{Mn}$	2,58 ч	846,7	5,0	1		
от 5,0 до 6,0	$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	84 дн	889,2	5,0	6	$4,5 \times 10^{10}$	$6,1 \times 10^{10}$
	$^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$	9,5 мин	844,0	3,3	9	$1,2 \times 10^{11}$	$3,0 \times 10^{11}$
от 3,3 до 5,0	$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	313,5 дн.	834,8	2,1	1		
	$^{47}\text{Ti}(n,p)^{47}\text{Sc}$	3,43 дн	158,8	1,8	6	$3,9 \times 10^{11}$	$8,9 \times 10^{11}$
от 1,0 до 2,1	$^{115}\text{In}(n,n)^{115m}\text{In}$	4,5 дн	366,6	1,0	3	$2,1 \times 10^{12}$	$5,5 \times 10^9$

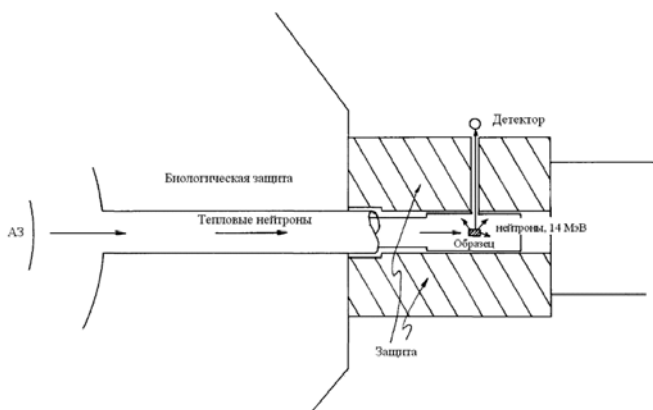


Рисунок 3.17. Схема эксперимента по получению нейтронов с энергией 14,1 МэВ на реакторе MURR

Конвертерное устройство на реакторе MURR

В работе [38] приведено описание конвертера тепловых нейтронов в нейтроны с энергией 14,1 МэВ, сконструированного на исследовательском реакторе University of Missouri Research Reactor (MURR), Миссури, США.

Схема эксперимента по получению термоядерных нейтронов приведена на рисунке 3.17. При использовании данной схемы облучения было практически полностью исключено попадание высокоэнергетических нейтронов деления на детектор. В качестве конвертируемого материала применялись: ${}^6\text{LiD}$, ${}^6\text{LiOD-D}_2\text{O}$ и ${}^3\text{He}+\text{D}_2$ с различным соотношением ${}^3\text{He}:\text{D}_2$.

В таблице 3.5 приведены результаты сравнения экспериментальных измерений и теоретических результатов оценки коэффициента конверсии нейтронов, полученные авторами работы. Как видно, данные хорошо согласуются, хотя экспериментальные результаты для коэффициента конверсии для всех конвертеров превосходят теоретические оценки.

Таблица 3.5. Значения коэффициента конверсии нейтронов для различных материалов конвертера

Способ определения значения	Материал конвертера		
	${}^6\text{LiD}$	${}^6\text{LiOD-D}_2\text{O}$	${}^3\text{He}+\text{D}_2$ (отношение ${}^3\text{He}:\text{D}_2$)
Расчет	$1,5 \times 10^{-4}$	$0,92 \times 10^{-4}$	$0,43 \times 10^{-4}$ (1:1)
	–	–	$0,54 \times 10^{-4}$ (1:2)
	–	–	$0,58 \times 10^{-4}$ (1:3)
Эксперимент	$2,1 \times 10^{-4}$	$1,7 \times 10^{-4}$	$0,63 \times 10^{-4}$ (1:1)
	–	–	$0,87 \times 10^{-4}$ (1:2)
	–	–	$1,00 \times 10^{-4}$ (1:3)

В таблице 3.6 приведены параметры конвертеров с различным составом конвертируемого материала. Длина свободного пробега тритона во всех конвертерах меньше 0,2 мм. «Оптимальная» толщина конвертера определена как толщина, необходимая для захвата практически всех тепловых нейтронов в образце.

Таблица 3.6. Некоторые рассчитанные параметры конвертеров

Материал конвертера	Состав	Длина пробега тритонов, мм	Оптимальная толщина слоя конвертера, см	Коэффициент конверсии (расчет)
${}^3\text{He}+\text{D}_2$	1 часть ${}^3\text{He}$ к 3 частям D при 1,71 МПа	0,180	11,0	$0,6 \times 10^{-4}$
${}^6\text{LiD}$	–	0,055	0,1	$1,5 \times 10^{-4}$
${}^6\text{LiOD}-\text{D}_2\text{O}$	13,6 % ${}^6\text{LiOD}$ в D_2O по весу	0,040	0,8	$0,9 \times 10^{-4}$

Основываясь на полученных результатах, можно отметить, что все рассматриваемые в работе конвертеры имеют примерно одинаковую эффективность. Система ${}^3\text{He}+\text{D}_2$ имеет свойственный недостаток – низкая начальная энергия тритонов, однако, потери тритонов вследствие ионизации весьма незначительны. Несмотря на то, что в системе ${}^6\text{LiOD}-\text{D}_2\text{O}$ можно варьировать содержание дейтерия, ионизационные потери из-за наличия кислорода оказываются значительными. Конвертер на основе ${}^6\text{LiD}$ имеет некоторые преимущества по сравнению с другими. Сочетание высокой энергии тритонов и относительно небольших ионизационных потерь дает системе ${}^6\text{LiD}$ наилучшую эффективность.

Конвертерное устройство на реакторе ИВВ-2

В работе [32] приводится описание конвертера нейтронов, который был размещен в водоохлаждаемом периферийном канале реактора ИВВ-2М (диаметр 6 см, длина 50 см). Для измерения потока нейтронов с энергией $E = 14$ МэВ был выбран метод активационных индикаторов с пороговой энергией реакций, равной $12 \text{ МэВ} \leq E_{\text{thr}} \leq 14 \text{ МэВ}$, что позволило минимизировать активацию индикаторов за счет быстрых реакторных нейтронов. В качестве индикаторов были выбраны цирконий и никель с природным изотопным составом.

Для определения эффективности ${}^6\text{LiD}$ конвертера было проведено два реакторных эксперимента с двумя экспериментальными устройствами (ЭУ), конструкции которых немного отличались друг от друга. Общая схема экспериментальных устройств приведена на рисунке 3.18.

Принципиальными компонентами экспериментального устройства являлись:

- измерительный канал ИК-1, представляющий собой стальной кожух (сталь 12Cr18Ni10Ti) или никелевый кожух, толщиной 0,2 мм, покрытый двумя слоями ${}^6\text{LiD}$, оптически тонкими для тепловых нейтронов, со слоями активационного индикатора между ними;
- измерительный канал ИК-2, аналогичный ИК-1, но вместо ${}^6\text{LiD}$ нанесен слой ${}^6\text{LiH}$;

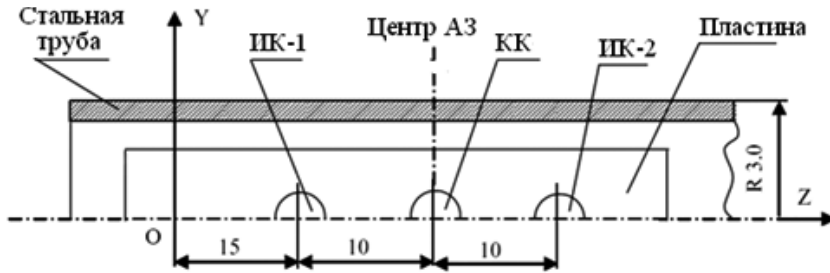


Рисунок 3.18. Общий вид экспериментального устройства

- контрольный канал КК, содержащий слой активационного индикатора, но без слоя конвертируемого вещества;
- алюминиевая пластина, 30×2 мм в сечении (ЭУ-1), или угловой крепеж из алюминиевого сплава САВ, $30 \times 10 \times 1,5$ мм в сечении (ЭУ-2), для крепления измерительных и контрольного каналов в экспериментальной ампуле;
- чехол из нержавеющей стали марки 12Cr18Ni10Ti, толщиной 1 мм (ЭУ-1), или из сплава САВ, толщиной 2 мм (ЭУ-2).

Включение в состав экспериментального устройства измерительного канала ИК-2 без дейтерида лития было сделано для того, чтобы определить коэффициенты конверсии K^D , K^{Li} , соответствующие реакциям $D(T,n)^4He$ и ${}^6Li(T,n)^8Be$, чего не делалось ранее.

Основные параметры конвертируемого слоя и слоя активационного индикатора в каналах ИК-1, ИК-2 и КК приведены в таблице 3.7. В проведенных экспериментах экспериментальное устройство было размещено таким образом, что центр ИК-1 (6LiD) располагался в 15 см от нижней границы активной зоны реактора, канал ИК-2 располагался в 35 см от этой границы. В процессе облучения ампульное устройство охлаждалось водой из реактора, температура которой была порядка 313 К, скорость $10 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Таблица 3.7. Состав измерительных (ИК-1 и ИК-2) и контрольного (КК) каналов в экспериментальных устройствах

Канал	Слой	Толщина слоя, мм		Количество слоев		Общая масса, г	
		ЭУ-1	ЭУ-2	ЭУ-1	ЭУ-2	ЭУ-1	ЭУ-2
ИК-1	6LiD	$\varnothing 20 \times 1,7$	$\varnothing 20 \times 1,70$	2	2	0,412 + 0,425	0,417+ 0,417
	Zr	$\varnothing 20 \times 2,0$	$\varnothing 20 \times 0,03$	1	3	4,275	0,164
	Ni	$\varnothing 20 \times 2,0$	$\varnothing 20 \times 0,20$	1	1	5,750	0,609
ИК-2	6LiH	$\varnothing 20 \times 1,7$	$\varnothing 20 \times 1,70$	2	2	0,358 + 0,369	0,351 + 0,355
	Zr	$\varnothing 20 \times 2,0$	$\varnothing 20 \times 0,03$	1	3	4,310	0,164
	Ni	$\varnothing 20 \times 2$	$\varnothing 20 \times 0,20$	1	1	5,730	0,595
КК	Zr	-	$\varnothing 20 \times 0,03$	-	6	-	0,329
	Ni	-	$\varnothing 20 \times 0,20$	-	2	-	0,612 + 0,528

Измерение активности продуктов некоторых реакций проводилось с помощью германий-литиевого полупроводникового детектора, объемом 50 см^3 . Прибор для гамма-спектрометрических измерений был выбран в зависимости от активности индикатора и фоновых условий. Для каждого измерения активности индикатора гамма-спектрометр калибровался с помощью источника на основе изотопа ^{152}Eu . Также использовался спектрометр Canberra на основе чистейшего германия, объемом 100 см^3 .

В обоих экспериментах облучение проводилось в течение 20 мин на мощности реактора 15 МВт. Поток тепловых нейтронов в измерительных каналах без введения слоя с ^6LiD составил $3,01 \times 10^{18} \text{ нм}^{-2} \times \text{с}^{-1}$ в канале ИК-1 и $2,63 \times 10^{18} \text{ нм}^{-2} \times \text{с}^{-1}$ в канале ИК-2.

Значение коэффициента конверсии, полученное в экспериментах, равно $3,47 \times 10^{-4}$, оно в 1,7 раз больше значения, полученного ранее – $K = 2,1 \times 10^{-4}$, и близко к максимальному расчетному значению $K \approx 2,9 \times 10^{-4}$.

Конвертерное устройство на реакторе MARIA

В 2014 году на исследовательском реакторе MARIA (Сверк, Польша) был изготовлен конвертер тепловых нейтронов в быстрые нейтроны с энергией 14 МэВ [39], внешний вид устройства приведен на *рисунке 3.19*.

В ходе проведения испытаний конвертера в течение 135 ч непрерывной работы был получен поток быстрых нейтронов порядка $10^9 \text{ н}/(\text{см}^2 \times \text{с})$ в объеме 60 см^3 . Принимая во внимание то, что поток нейтронов в актив-



Рисунок 3.19. Конвертер тепловых нейтронов в нейтроны с энергией 14 МэВ, сконструированный на реакторе MARIA

ной зоне реактора MARIA равен 4×10^{14} н/(см²×с) [40], то коэффициент конверсии тепловых нейтронов в нейтроны с энергией 14 МэВ равен порядка 10^{-5} .

Краткие выводы по проведенному обзору и определение материального состава конвертера для реактора ИВГ.1М

В результате проведенного обзора составлена *таблица 3.8*, в которой представлены краткие результаты проведенных исследований по созданию конвертеров.

Из приведенной таблицы видно, что наиболее высокие значения коэффициента конверсии тепловых нейтронов в термоядерные (порядка $9,6 \times 10^{-4}$) были получены для соединения дейтерида лития LiD. Можно отметить, что тритоны, образованные в LiD, имеют энергию выше, чем тритоны, образованные в системе ${}^3\text{He} + \text{D}_2$. В кислородосодержащих материалах, которые также применялись в качестве конвертируемых материалов, тритоны теряют свою энергию в результате больших ионизационных потерь, обусловленных присутствием кислорода.

Конструкция экспериментального устройства для получения термоядерных нейтронов была уникальной для каждого реактора и зависела от конструкции канала реактора, в который оно было помещено. В разных случаях в качестве материала экспериментальных ячеек использовались нержавеющая сталь, цирконий, алюминиевые сплавы, в некоторых случаях кадмий. Для регистрации потока быстрых нейтронов при проведении реакторных экспериментов в большинстве случаев использовался активационный метод.

Таким образом, по результатам проведенного обзора были предложены оптимальные параметры и технические характеристики, необходимые для создания конвертера тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны на базе ФКЭ реактора ИВГ.1М и определен материальный состав конвертера. Наиболее предпочтительным являются следующие материалы: в качестве конструкционного материала активной ячейки следует рассмотреть нержавеющую сталь 12X18H10T или реакторный сплав алюминия САВ1, а в качестве функционального материала для конверсии – дейтерид лития.

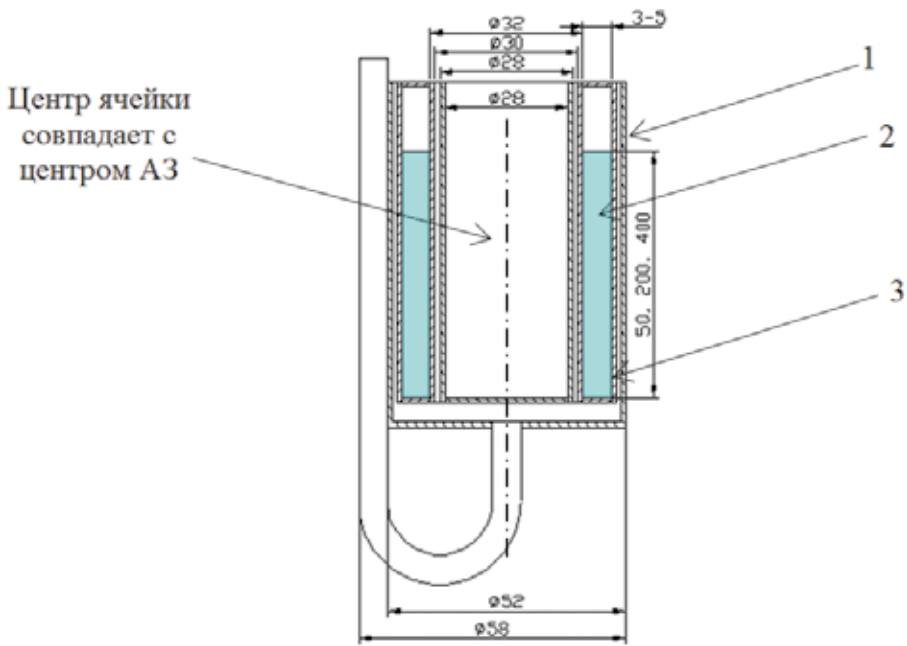
Важнейшим этапом разработки конвертера является проведение нейтронно-физических расчетов для различных предложенных схем, основанных на использовании в конструкции выбранного материального состава.

3.3.2 Нейтронно-физические расчеты различных схем облучения дейтерида лития

В рамках решения поставленной задачи были проведены нейтронно-физические расчеты по оценке скорости генерации ионов трития в образцах дейтерида лития разного обогащения для различных конструкционных материалов и геометрий конвертера. Расчеты проводились для схемы активной ячейки, содержащей дейтерид лития (далее – ячейки) в виде цилиндра (*рисунок 3.20*).

Таблица 3.8. Коэффициенты конверсии тепловых нейтронов в нейтроны с энергией 14 МэВ, полученные на различных конверторных устройствах

Функциональный материал	Конструкционный материал активной ячейки	Система и тип охлаждения устройства	Метод регистрации нейтронов, виды АИ	Коэффициент конверсии	Источник
${}^6\text{LiD}$	-	-	АИ нейтронов конвертера - реакция ${}^{251}\text{V}(n,\alpha){}^{48}\text{Sc}$	$\leq 0,9 \times 10^{-4}$	[41, 42]
${}^6\text{LiD}$	-	-	АИ нейтронов конвертера - реакции ${}^{50}\text{Cr}(n,2n){}^{49}\text{Cr}$ и ${}^{46}\text{Tl}(n,2n){}^{45}\text{Tl}$. АИ потока нейтронов из реактора - ${}^{59}\text{Co}(n,\gamma){}^{60}\text{Co}$	1×10^{-4}	[43]
${}^6\text{LiOD-D}_2\text{O}$	-	-	-	$0,21 \times 10^{-4}$	[44]
${}^6\text{LiD}$	-	-	АИ нейтронов конвертера - реакции ${}^{19}\text{F}(n,2n){}^{18}\text{F}$ и ${}^{27}\text{Al}(n,\alpha){}^{24}\text{Na}$. АИ потока нейтронов из реактора - ${}^{23}\text{Na}(n,\gamma){}^{24}\text{Na}$ и ${}^{197}\text{Au}(n,\gamma){}^{198}\text{Au}$ (с применением кадмиевого фильтра и без него)	$2,1 \times 10^{-4}$	[45]
$\text{LiOD}+\text{D}_2\text{O}$	Стальной контейнер, покрытый слоем никеля, и слоем кадмия	Пассивное охлаждение (ампула размещалась в водоохлаждаемом канале реактора)	АИ потока нейтронов конвертера - ${}^{14}\text{N}(n,2n){}^{13}\text{N}$	$1,9 \times 10^{-4}$	[36]
${}^6\text{LiD}$ (обогашение 95,56 % по ${}^6\text{Li}$)	Циркониевый контейнер с кадмиевыми пластинами внутри	Пассивное охлаждение (ампула размещалась в водоохлаждаемом канале реактора)	АИ потока нейтронов конвертера - ${}^{197}\text{Au}(n,3n){}^{195}\text{Au}$, ${}^{46}\text{Tl}(n,2n){}^{45}\text{Tl}$, ${}^{23}\text{Na}(n,2n){}^{22}\text{Na}$, ${}^{54}\text{Fe}(n,2n){}^{53}\text{Fe}$, ${}^{63}\text{Cu}(n,2n){}^{62}\text{Cu}$, ${}^{90}\text{Zr}(n,2n){}^{89}\text{Zr}$	$9,6 \times 10^{-4}$	[33]
${}^6\text{LiD}$ ${}^3\text{He}+\text{D}_2$ ${}^6\text{LiOD}+\text{D}_2\text{O}$	Алюминиевый контейнер	Образец размещался в горизонтальном канале, куда вводился пучок нейтронов из реактора	Поток быстрых нейтронов регистрировался спектрометрической системой	$1,5 \times 10^{-4}$ $0,6 \times 10^{-4}$ $0,9 \times 10^{-4}$	[38]
${}^6\text{LiD}$	Контейнер из нержавеющей стали 18Х18Н10Т или никеля	Пассивное охлаждение (ампула размещалась в водоохлаждаемом канале реактора)	АИ потока нейтронов конвертера - Zr, Ni	$3,47 \times 10^{-4}$	[32]
${}^6\text{LiD}$	-	-	-	10^{-5}	[39]



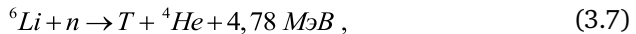
1 – кожух охлаждения; 2 – дейтерид лития; 3 – активная ячейка

Рисунок 3.20. Общий вид активной ячейки, используемой при расчетах

Постановка задачи и исходные данные для расчета

Необходимо рассчитать скорость реакций, происходящих в литии на тепловых нейтронах, для различных возможных цилиндрических геометрий активной ячейки, содержащей образец дейтерида лития с различным обогащением по изотопу ${}^6\text{Li}$ (7,42 и 96 %) в условиях облучения в реакторе ИВГ.1М. Для всех вариантов расчета центр образца совпадает с центром активной зоны реактора. Расчеты необходимо провести, исходя из условий работы реактора ИВГ.1М на уровне стационарной мощности 1 МВт.

Реакции на изотопах лития с участием нейтронов, в результате которых образуется тритий, представлены ниже. Причем 96 % из всех реакций, происходящих в литии, приходится на изотоп ${}^6\text{Li}$.



Общий вид геометрии ячейки с основными варьируемыми размерами представлен на *рисунке 3.20*. Температура активной зоны и образца дейтерида лития принята равной 300 К.

По результатам расчетов необходимо определить скорость реакции тепловых нейтронов с изотопами ${}^6\text{Li}$ и ${}^7\text{Li}$ по объему ячейки. Шаг радиальной сетки в каждом случае должен удовлетворять условию

$$0,9 < \frac{R(Li)_i}{R(Li)_{i-1}} < 1,1, \quad (3.9)$$

где $R(Li)$ – скорость реакций (3.7) и (3.8.)

Исходные параметры для расчета представлены в таблице 3.9.

Таблица 3.9. Параметры расчета

Параметры	Диапазон
Толщина литиевого слоя, мм	3, 4, 5
Высота литиевого слоя, мм	50, 100, 400
Состав материалов ячейки	Алюминий (САВ1) Сталь (12Х18Н)
Внутренний диаметр образца	Ø36 мм (толщина литиевого слоя 3 мм) Ø34 мм (толщина литиевого слоя 4 мм) Ø32 мм (толщина литиевого слоя 5 мм)
Внешний диаметр образца	Ø42 мм (не изменялся)

Методы и инструменты вычислений

Графическое представление модели АЗ реактора приведено на рисунке 3.21. Материалы элементов АЗ реактора, использованные при расчетах, указаны в таблице 3.10. Расчетная модель построена с помощью программы MCNP5 [46], относящейся к числу универсальных программ для решения задач переноса излучения в произвольной трехмерной геометрии с библиотеками констант ENDF/B-5,6 [47].

При подготовке расчетной модели учтены характерные особенности конструкции тепловыделяющей сборки водоохлаждаемого технологического канала (ВОТК), АЗ и органов регулирования, температурные режимы элементов конструкции реактора, включены программные опции, наилучшим образом моделирующие процессы взаимодействия нейтронов с веществом. Основные особенности расчетной модели приведены ниже:

- тепловыделяющая сборка ВОТК, отражатели, вытеснители, регулирующие барабаны (РБ) и физический канал экспериментальный (ФКЭ) заданы гетерогенной структурой;
- задано двухзонное профилирование тепловыделяющей сборки по радиусу;
- температура топлива и конструкционных элементов реактора принята равной 293 К;
- предусмотрена возможность изменения положения стержней системы, компенсирующей реактивность и изменения углового положения РБ от 0° (поглощающие элементы направлены в сторону АЗ) до 180° (поглощающие элементы направлены в противоположную сторону от АЗ). Вращение РБ осуществляется по часовой стрелке при виде сверху на реактор;
- используемые библиотеки ENDF/B-VI.6 имеют допуски с ошибкой менее 1 % в линейной интерполяции (в программе для получения

- сечений при необходимой энергии используется линейно-линейная интерполяция);
- для таких элементов, как водород и бериллий используются тепловые библиотеки $s(\alpha, \beta)$, наилучшим образом описывающие процессы рассеяния тепловых нейтронов на молекулах в кристаллических структурах.

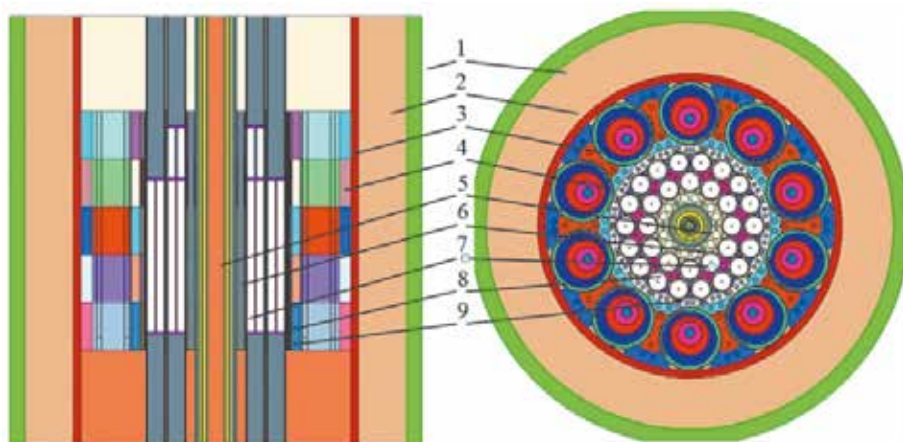
Таблица 3.10. Параметры расчетных зон

№ зоны	Наименование зоны	Материал
1	Внешний корпус	Сталь 08X18H10T
2	Боковые экраны	Сталь 08X18H10T и вода
3	Отражатель	Бериллий
4	РБ	Бериллий Титан-гадолиновый сплав + бораль
5	ФКЭ	Бериллий
6	Центральная сборка	Сплав Э125
7	СКР	Бериллий
8	Твэлы	
8.1	Оболочка твэла	Э110
8.2	Топливный сердечник	U-Zr (уран-циркониевый) сплав
9	ВОТК	30 ТВС
9.1	Корпус ВОТК	АМг-5
9.2	Обойма	АМг-6
9.3	Торцевые решетки	АМг-6+H ₂ O
9.4	Заполнители для дистанционирования твэлов	Э110
9.5	Центральный стержень	Э110

Результаты расчетов изменения запаса реактивности реактора в зависимости от массы лития-6 в образце дейтерида лития

Расчеты были выполнены для 50 миллионов историй, стандартное отклонение σ для эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{эф}$ находится в диапазоне от 0,0015 до 0,0017, расчетные ошибки для оценки скорости реакций (3.7) и (3.8) – от 0,15 до 0,3 %.

На первом этапе расчетов была сделана оценка влияния количества ${}^6\text{Li}$ в ячейке на реактивность реактора. Так как литий-6 обладает большим сечением поглощения – микроскопическое сечение σ реакции (n, α) для изотопа ${}^6\text{Li}$ составляет 945 барн, количество ${}^6\text{Li}$ влияет на коэффициент размножения и, соответственно, на реактивность реактора. Средняя длина пробега нейтронов λ равна 0,2 мм. Плотность лития принята равной 0,534 г/см³.



1 - внешний корпус; 2 - боковые экраны; 3 - отражатель; 4 - регулирующие барабаны (РБ); 5 - ФКЭ; 6 - центральная сборка; 7 - стержни компенсации реактивности (СКР); 8 - твэлы; 9 - каналы ВОТК

Рисунок 3.21. Расчетная модель реактора ИВГ.1М

Результаты расчетов на один нейтрон деления в АЗ реактора представлены на *рисунке 3.22*.

Анализируя данный график, следует отметить, что производная или тангенс угла наклона на кривой не постоянны, на начальном участке тангенс угла наклона больше по абсолютной величине. Видно, что зависимость реактивности от массы образца нелинейная. Отдельно следует сказать о зависимости от геометрии образца, которая также будет влиять на реактивность, но на данном этапе она не исследовалась.

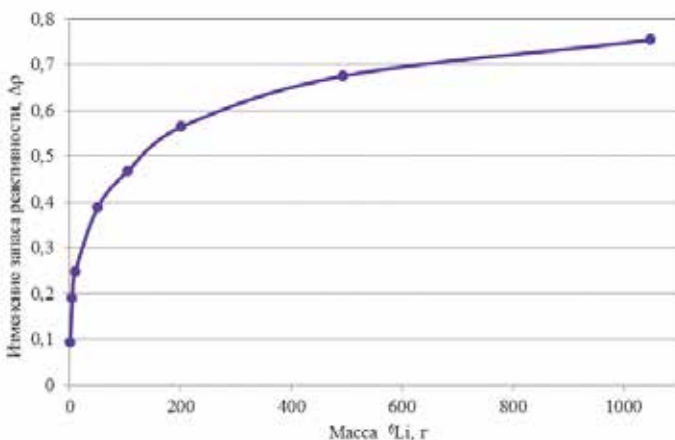


Рисунок 3.22. Изменение запаса реактивности реактора в зависимости от массы образца ${}^6\text{Li}$

Результаты расчетов изменения запаса реактивности в зависимости от массы лития-6 представлены в *таблице 3.11*.

Таблица 3.11. Результаты расчета

Масса ${}^6\text{Li}$, г	1,006566	5,032831	10,06566	50,32831	104,8507	201,3133	492,7981	1048,507
Изменение запаса реактивности, $\Delta\rho$	0,092392	0,189731	0,247652	0,387451	0,467653	0,563495	0,674951	0,753618

Результаты расчетов скорости реакций в зависимости от материала ячейки и обогащения дейтерида лития

Далее была рассчитана скорость реакций (3.7) и (3.8) для различных возможных цилиндрических геометрий активной ячейки с образцом дейтерида лития (с обогащением по изотопу ${}^6\text{Li}$ 7,42 % и 96 %) в условиях облучения на реакторе ИВГ.1М. Плотность образца дейтерида лития принята равной 0,800 г/см³.

Скорость реакций R_i определялась как произведение средней интегральной плотности потока, микроскопического сечения и концентрации ядер

$$R_i(E) = N_0 \int \sigma(E) \cdot f(E) dE, \quad (3.10)$$

где N_0 – концентрации ядер ${}^6\text{Li}$ (${}^7\text{Li}$) в дейтериде лития, атом/(барн×см);

$\sigma(E)$ – микроскопические сечения реакций, барн;

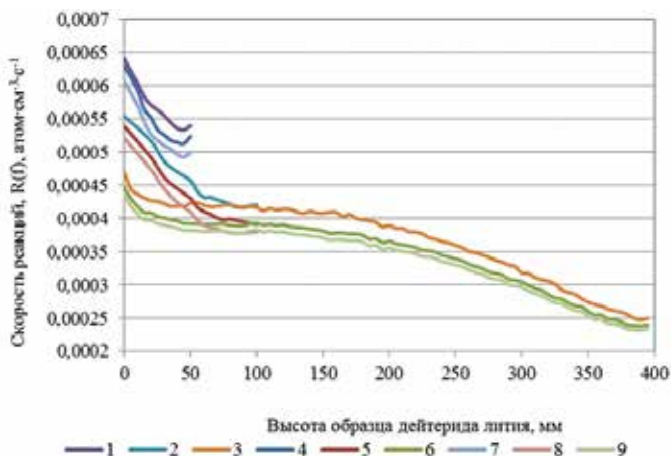
$f(E)$ – плотность потока тепловых нейтронов в центре АЗ реактора, н·см⁻² × с⁻¹.

Скорость реакций R_i в выходных данных будет оценена в атом×см⁻³×с⁻¹ на один нейтрон деления в реакторе.

Результаты расчетов для активной ячейки из стали с образцом дейтерида лития обогащением 7,42 % на один нейтрон деления в АЗ реактора представлены на *рисунке 3.23*. Для образца дейтерида лития с обогащением 96 % результаты расчетов представлены на *рисунке 3.24*. Приведены удельные скорости реакции $R(f)/V$.

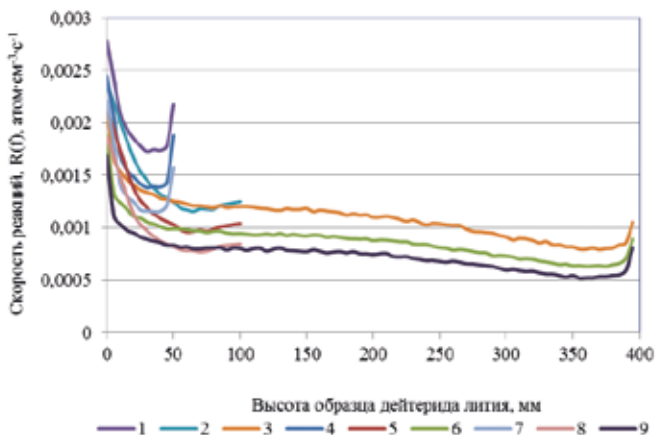
Как видно из графиков, приведенных на *рисунках 3.23* и *3.24*, увеличение обогащения лития по изотопу ${}^6\text{Li}$ в образце дейтерида лития приводит к большой неравномерности распределения скорости реакций по образцу, что в процессе проведения экспериментов приведет к неравномерному энерговыделению по высоте образца и может отрицательным образом сказаться на прочностных характеристиках активной ячейки с дейтеридом лития.

Результаты расчетов для активной ячейки из алюминиевого сплава САВ1 и образцом дейтерида лития обогащением 7,42 % на один нейтрон деления в АЗ реактора представлены на *рисунке 3.25*. Для образца дейтерида лития с обогащением 96 % результаты расчетов представлены на *рисунке 3.26*. Приведены удельные скорости реакции $R(f)/V$.



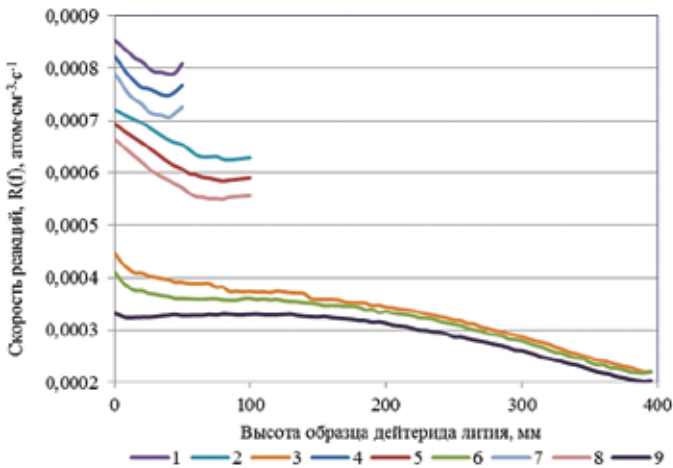
- 1 - толщина образца 3 мм, высота 50 мм; 2 - толщина образца 3 мм, высота 100 мм;
3 - толщина образца 3 мм, высота 400 мм; 4 - толщина образца 4 мм, высота 50 мм;
5 - толщина образца 4 мм, высота 100 мм; 6 - толщина образца 4 мм, высота 400 мм;
7 - толщина образца 5 мм, высота 50 мм; 8 - толщина образца 5 мм, высота 100 мм;
9 - толщина образца 5 мм, высота 400 мм

Рисунок 3.23. Распределение скорости реакции по высоте образца дейтерида лития с обогащением 7,42 % для ячейки из стали



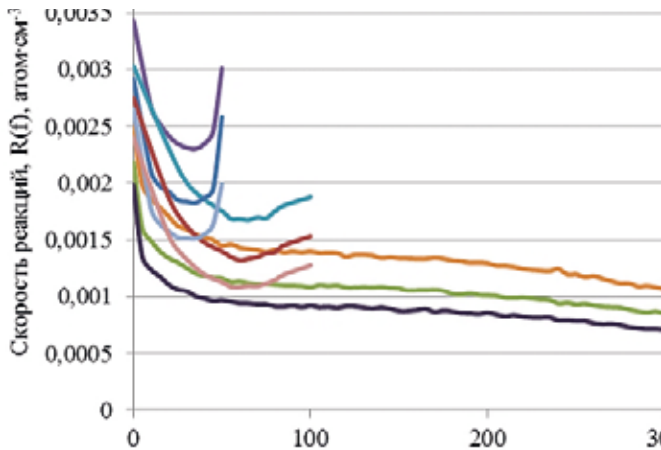
- 1 - толщина образца 3 мм, высота 50 мм; 2 - толщина образца 3 мм, высота 100 мм;
3 - толщина образца 3 мм, высота 400 мм; 4 - толщина образца 4 мм, высота 50 мм;
5 - толщина образца 4 мм, высота 100 мм; 6 - толщина образца 4 мм, высота 400 мм;
7 - толщина образца 5 мм, высота 50 мм; 8 - толщина образца 5 мм, высота 100 мм;
9 - толщина образца 5 мм, высота 400 мм

Рисунок 3.24. Распределение скорости реакции по высоте образца дейтерида лития с обогащением 96 % для ячейки из стали



- 1 - толщина образца 3 мм, высота 50 мм; 2 - толщина образца 3 мм, высота 100 мм;
 3 - толщина образца 3 мм, высота 400 мм; 4 - толщина образца 4 мм, высота 50 мм;
 5 - толщина образца 4 мм, высота 100 мм; 6 - толщина образца 4 мм, высота 400 мм;
 7 - толщина образца 5 мм, высота 50 мм; 8 - толщина образца 5 мм, высота 100 мм;
 9 - толщина образца 5 мм, высота 400 мм

Рисунок 3.25. Распределение скорости реакции по высоте образца дейтерида лития с обогащением 7,42 % для ячейки из САВ1



- 1 - толщина образца 3 мм, высота 50 мм; 2 - толщина образца 3 мм, высота 100 мм;
 3 - толщина образца 3 мм, высота 400 мм; 4 - толщина образца 4 мм, высота 50 мм;
 5 - толщина образца 4 мм, высота 100 мм; 6 - толщина образца 4 мм, высота 400 мм;
 7 - толщина образца 5 мм, высота 50 мм; 8 - толщина образца 5 мм, высота 100 мм;
 9 - толщина образца 5 мм, высота 400 мм

Рисунок 3.26. Распределение скорости реакции по высоте образца дейтерида лития с обогащением 96 % для ячейки из САВ1

Для ячейки из сплава САВ1 также характерна большая неравномерность распределения скорости реакций при увеличении обогащения по изотопу ${}^6\text{Li}$ с природного до 96 %. Однако, относительное изменение скорости реакций на единицу длины слоя LiD в случае использования сплава САВ1 для изготовления ячейки меньше, чем при использовании стали.

Замена материала активной ячейки со стали на алюминиевый сплав САВ1 несущественно увеличивает скорость реакций. Это значение в среднем колеблется от 11 до 30 % для различных размеров слоя LiD и обогащения по изотопу ${}^6\text{Li}$.

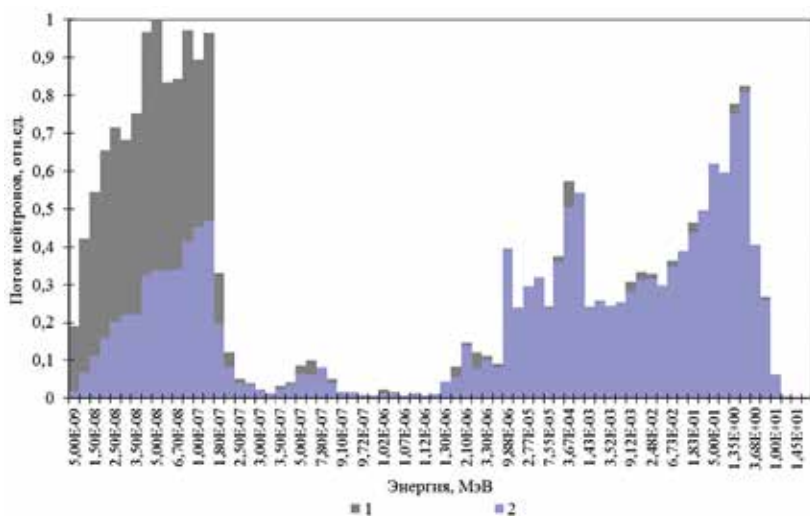
При повышении обогащения дейтерида лития с 7,42 до 96 %, почти в 13 раз, скорость реакций увеличивается в среднем от 2,2 до 4,5 раз.

В общем можно отметить, что при увеличении толщины слоя LiD с 3 мм до 5 мм, для всех вариантов конвертера, происходит уменьшение нормированной скорости реакции в среднем от 3 до 5 %.

Увеличение высоты образца дейтерида лития с 50 до 400 мм приводит к уменьшению нормированной скорости реакций, и при этом коэффициент неравномерности распределения для 50 мм составляет 1,5; для 100 мм – 1,9 и для 400 мм – 2,2.

3.3.3 Результаты расчетов по оценке изменения спектра нейтронов в центре АЗ реактора при наличии конвертера и без него

Были проведены расчеты по оценке спектра нейтронов в центре АЗ реактора для двух случаев: без конвертера в АЗ и в центре конвертера при максимальном обогащении дейтерида лития. Результаты расчетов спектров представлены на рисунке 3.27. Здесь необходимо отметить,



1 – спектр нейтронов центре АЗ без конвертера; 2 – спектр нейтронов в центре конвертера (обогащение дейтерида лития 96 %)

Рисунок 3.27. Спектр нейтронов в реакторе ИВГ.1М

что на представленном спектре не приведены данные по потоку термоядерных нейтронов, значения которого будут оценены в дальнейшем.

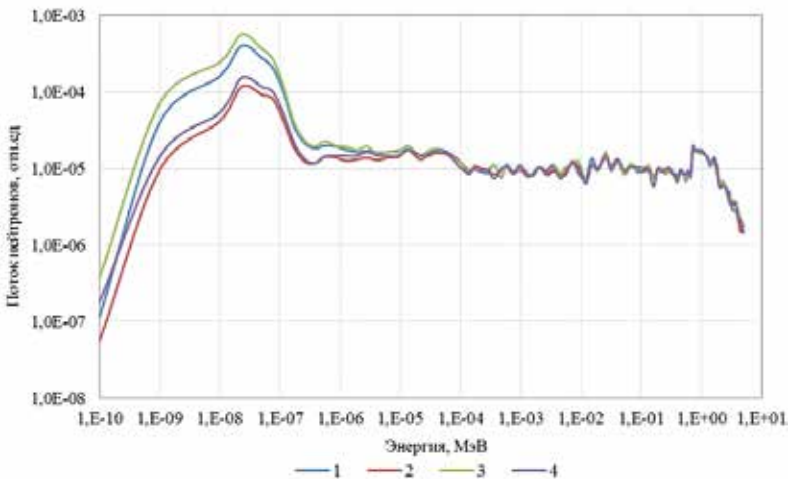
По графику распределения нейтронов видно, что при обогащении по изотопу ${}^6\text{Li}$, равному 96 %, материалом конвертера будет поглощаться порядка 64 % нейтронов тепловой области спектра. А значение потока надкадмиевых нейтронов, которые могут повлечь нежелательные реакции типа (n,γ) , несущественно.

Далее был проведен сравнительный анализ спектра нейтронов в центре конвертера при различных материалах активной ячейки и разном обогащении дейтерида лития. При этом все остальные параметры конвертера не изменялись и были приняты равными:

- высота слоя LiD – 50 мм;
- толщина слоя LiD – 4 мм.

Результаты расчетов спектров представлены на *рисунке 3.28*.

Анализируя график (*рисунок 3.28*), можно предположить, что единственным заметным отличием в спектрах при вариации материалов и обогащения является снижение потока тепловых нейтронов за счет более высокого поглощения и рассеивания нейтронов в обогащенном литии.



1 – ячейка из стали, обогащение 96 %; 2 – ячейка из стали, обогащение 7,42 %; 3 – ячейка из алюминия, обогащение 96 %; 4 – ячейка из алюминия, обогащение 7,42 %

Рисунок 3.28. Спектр нейтронов в реакторе ИВГ.1М для вариантов конвертера из различных материалов

Обобщение результатов расчетов

По результатам нейтронно-физических расчетов ячейки с дейтеридом лития было установлено, что:

- при увеличении толщины слоя LiD с 3 до 5 мм, для всех вариантов конвертера, происходит уменьшение нормированной скорости реакции в среднем от 3 до 5 %;

- увеличение высоты образца дейтерида лития с 50 до 400 мм приводит к уменьшению нормированной скорости реакций и при этом коэффициент неравномерности распределения для 50 мм составляет 1,5; для 100 мм – 1,9 и для 400 мм – 2,2;
- увеличение обогащения лития по изотопу ${}^6\text{Li}$ приводит к большой неравномерности распределения скорости реакций по образцу дейтерида лития;
- относительное изменение скорости реакции на единицу длины слоя LiD в случае использования сплава САВ1 для изготовления ячейки меньше, чем при использовании стали;
- замена материала активной ячейки со стали на алюминиевый сплав САВ1 не существенно увеличивает скорость реакции. Это значение в среднем колеблется от 11 до 30 % для различных размеров слоя LiD и обогащения по изотопу ${}^6\text{Li}$;
- при повышении обогащения дейтерида лития с 7,42 до 96 % (почти в 13 раз) скорость реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ увеличивается в среднем от 2,2 до 4,5 раз.

Если сравнивать два материала – сплав САВ1 и сталь для использования в качестве материала активной ячейки для дейтерида лития, то сплав САВ1 имеет некоторые преимущества перед сталью. Однако, они не столь существенны и могут быть компенсированы тем обстоятельством, что в случае возникновения внештатной ситуации, связанной с потерей подачи охлаждения на облучательное ампульное устройство при проведении реакторных экспериментов, нержавеющая сталь сможет сохранить рабочие характеристики вплоть до температур порядка 1300 К. Еще немаловажным достоинством стали является тот факт, что работать со сталью проще, изготовление реакторной ампулы и активной ячейки не потребует специального дорогостоящего оборудования и значительно снизит затраты на проведение работ.

В отношении обогащения дейтерида лития можно отметить следующее. Так как из расчетов следует, что очень высокое обогащение не приводит к пропорционально высоким скоростям реакций, то можно ограничиться природным обогащением лития.

Методы регистрации потока термоядерных нейтронов и выбор оптимального применительно к исследовательскому реактору ИВГ.1М

Немаловажным условием успешного создания конвертера является выбор оптимального метода регистрации потока термоядерных нейтронов применительно к исследовательскому реактору ИВГ.1М.

Задача измерения плотности потока нейтронов возникает при решении многих прикладных проблем, в том числе и при определении нейтронно-физических параметров конвертера нейтронов. При малой интенсивности нейтронного излучения плотность потока нейтронов может быть измерена, например, с помощью счетчика Хансена, а спектр нейтронов с помощью однокристалльных спектрометров или пропорциональных счетчиков.

Но эти приборы не годятся для измерений в интенсивных полях нейтронов. Для измерения в мощных нейтронных потоках подходит активационный метод [48, 49]. Активационный метод определения харак-

теристик поля нейтронов основан на использовании ядерных реакций, приводящих к образованию радиоактивных нуклидов и изомеров. Скорость реакции зависит от спектра нейтронов и сечения реакции. При стационарной плотности потока

$$q = \int_E \sigma(E) \times \varphi(E) dE. \quad (3.11)$$

Эту величину называют активационным интегралом. При времени облучения почти прозрачного детектора Т и времени выдержки между моментом окончания облучения и началом измерения активности t_b активность А детектора равна

$$A = q \times n_0 [1 - \exp(-\lambda T)] \exp(-\lambda t_b), \quad (3.12)$$

где n_0 – число ядер изотопа мишени;
 λ – постоянная распада.

В случае короткого импульсного облучения активность детектора равна

$$A = \lambda \times q \times n_0 \exp(-\lambda t_s). \quad (3.13)$$

Здесь величина А связана не с плотностью потока, а с флюенсом нейтронов

$$q = \int_E \sigma(E) \times \Phi(E) dE, \quad (3.14)$$

где $\Phi(E)$ – спектр флюенса нейтронов.

Выражения (3.11 – 3.14) получены в предположении, что образующийся радионуклид имеет малое сечение взаимодействия с нейтронами. В противном случае происходит выгорание ядер, образованным первичным взаимодействием нейтронов.

Пренебрежем эффектом многократного рассеяния в детекторе, помещенном в коллимированный пучок нейтронов. Тогда до глубины x дойдет только часть нейтронов с вероятностью $\exp(-\Sigma x)$. Полное число взаимодействий равно

$$\int_0^d \Sigma \exp(-\Sigma x) dx = 1 - \exp(-\Sigma d). \quad (3.15)$$

Если пренебречь поглощением нейтронов, то активность детектора будет пропорциональна Σx . Таким образом, поправка на ослабление потока нейтронов в толще детектора равна

$$K_d = \frac{q_0}{q} = \frac{\Sigma d}{1 - \exp(-\Sigma d)}, \quad (3.16)$$

где q , q_0 – скорость реакции толстого и тонкого детектора соответственно.

Для изотропного поля нейтронов поправка на поглощение выглядит чуть сложнее

$$K_d = \frac{2\Sigma d}{1 - 2E_3(\Sigma d)}, \quad (3.17)$$

где E_3 – интегральная показательная функция третьего порядка

$$E_3 = \frac{1}{(\Sigma d)^2} \int_{-\Sigma d}^{\infty} \frac{\exp(-\Sigma d)}{(\Sigma x)^3} d(\Sigma x). \quad (3.18)$$

Значения функций К приведены в таблице 3.12.

Таблица 3.12. Поправка на поглощение К

Σd	$K_{дн}$	$K_{дк}$	Σd	$K_{дн}$	$K_{дк}$
0,1	1,195	1,053	1	2,562	1,582
0,2	1,350	1,105	2	4,256	2,312
0,5	1,796	1,272	5	10,018	5,040

Для определения плотности потока или флюенса нейтронов активационным методом необходимо знать сечения реакций в зависимости от энергии нейтронов, толщину активационного детектора, измерить наведенную активность с высокой точностью и правильно интерпретировать полученные результаты.

Для определения плотности потока быстрых нейтронов с энергией выше некоторого заданного значения применяют пороговые детекторы. Основными пороговыми реакциями являются неупругое рассеяние (n, n') с образованием изомерного уровня, реакции с испусканием протонов и α -частиц, реакции деления и реакции ($n, 2n$).

Сечение используемой реакции должно быть хорошо известно, особенно в интервале энергий нейтронов, дающих основной вклад в активность.

Образующийся нуклид должен иметь удобный для измерения период полураспада (до нескольких суток).

Схема распада нуклида, продукта реакции, должна быть простой и хорошо известной, а излучение легко детектируемым.

Необходимо, чтобы активность нуклидов, используемых от используемой реакции, легко выделяясь на фоне активности нуклидов, созданных другими реакциями, прежде всего вызванных тепловыми нейтронами.

Изотопный состав детекторов должен быть хорошо известен, желательно чтобы изотоп мишени был преобладающим изотопом.

Сравнение библиотек констант показывает, что расхождения в активационных интегралах не превосходят 4 %. Сечения используемых реакций известны не с одинаковой точностью во всей шкале энергий. Погрешность измеренных значений колеблется от 5 до 50 % и даже более. Области высокой чувствительности должны перекрываться несколькими детекторами. Это позволяет избежать «промахов». Экспонирование пороговых детекторов лучше проводить в кадмиевом или даже в борном фильтре.

По форме активационные детекторы, как правило, бывают дисковыми (таблетки) или протяженными цилиндрами (проволока). Толщина детектора должна быть достаточной для обеспечения его механической прочности. Детекторы следует изготавливать из веществ высокой чистоты, для того чтобы избежать или уменьшить влияние побочной, примесной активности.

Всю совокупность методов определения наведенной активности можно разбить на две группы: измерение потока электронов и измерение потока фотонов. Каждая из этих групп имеет свои недостатки. При определении активности методом счета электронов нет возможности учесть вклад мешающих реакций помимо измерения зависимости скорости распада от времени выдержки и последующего его анализа. Поэтому этот метод рассматривать не будем.

Метод спектрометрии фотонов. Метод с одной стороны требует более сложного оборудования и навыков в работе, с другой позволяет более точно отделить полезную информацию от фона, создаваемого мешающими реакциями. Активность детектора определяется по числу импульсов, зарегистрированных полупроводниковым детектором в пике полного поглощения (ППП). Спектр импульсов обрабатывается на состыкованном с анализатором компьютере.

После определения числа импульсов S в ППП активность детектора можно рассчитать по формуле

$$A = S \frac{K_{cn} K_c K_s \exp(\lambda t)}{n_s \varepsilon(E)}, \quad (3.19)$$

где K_{cn} – поправка на самопоглощение

$$K_{cn} = \frac{\mu'_m d}{1 - \exp(-\mu'_m d)}, \quad (3.20)$$

$$\text{где } \mu'_m = \mu_m \frac{\ln(\cos\alpha)}{\cos\alpha - 1}, \quad \cos\alpha = \frac{H_{\text{эф}}}{\sqrt{D^2/4 + H_{\text{эф}}^2}}.$$

$H_{\text{эф}}$ – расстояние источник – эффективный центр детектора, определяемое графически построением зависимости $S^{-0,5} = f(h + h_0)$, при этом глубина положения эффективного центра находится на пересечении абсцисс и построенной прямой линии. Для этого источник устанавливается на нескольких расстояниях от поверхности датчика и измеряется скорость счета. Затем определяется h_0 , как было сказано выше. Истинное расстояние до центра кристалла $H_{\text{эф}} = h + h_0$; K_c – поправка на каскадное суммирование, она отлична от 1 для радионуклидов, испускающих каскадные фотоны. Увеличение расстояния источник-детектор существенно уменьшает эффект суммирования; $K_{\text{ин}}$ – поправка на распад за время измерения; $K_{\text{ин}} = \frac{\lambda t_u}{1 - \exp(-\lambda t_u)}$ K_s – поправка на геометрическое

отличие активационного детектора и градуировочного источника. Она существенна при больших градиентах эффективности; P_0 – вероятность рождения фотонов с регистрируемой энергией в акте распада; $\varepsilon(E)$ – эффективность регистрации. Зависимость эффективности регистрации от энергии определяется экспериментально с помощью спектрометрических гамма-источников. Наибольшее внимание при экспериментальном определении эффективности регистрации следует уделить диапазону

энергий ниже 0,3 МэВ, где зависимость не подчиняется показательной функции. С учетом не исключенного остатка систематических погрешностей после введения поправочных коэффициентов в большинстве случаев погрешность определения активности не превышает 5 %.

В экспериментальном канале ФКЭ реактора ИВГ.1М невозмущенный поток тепловых нейтронов при номинальной мощности реактора 6 МВт составляет приблизительно $1,1 \times 10^{14}$ н/(см²×с). Если принять значение коэффициента конверсии K равным приблизительно 2×10^{-4} [38], то применение литий-дейтериевого конвертера позволит получить поток быстрых нейтронов в реакциях ${}^6\text{Li}(T,n)$, $D(T,n)$, в конвертере на уровне 2×10^{10} н/(см²×с). Эта величина сравнима с потоком ускорительных установок-генераторов нейтронов с энергией 14 МэВ.

Дифференциальные методы исследования характеристик нейтронов являются прямыми и более точными, но они требуют сложного оборудования и вывода пучка нейтронов из исследуемого объема реактора. Дифференциальные измерения в сложных системах оказываются практически невозможными. Эти устройства практически не годятся для измерений потоков в интенсивных полях нейтронов.

Во внутриреакторных исследованиях нейтронных полей при измерениях в мощных нейтронных потоках основное место занимают методы активационных индикаторов, основанные на измерении средних спектральных характеристик. Их хорошо известными достоинствами являются простота измерительного оборудования, нечувствительность к γ -фону, малые размеры индикаторов, применимость в широком диапазоне интенсивности нейтронов, минимальные возмущения исследуемых нейтронных полей. Точность результатов активационных измерений во многом определяется надежностью исходных значений поперечных сечений взаимодействия нейтронов с веществом индикатора.

В таблице 3.13 приведены ядерно-физические характеристики некоторых пороговых реакций, которые могут быть использованы для регистрации конвертерных нейтронов с энергией 14 МэВ. В таблице представлены: распространенность исходного изотопа-мишени (a), эффективный порог и эффективное сечение реакции ($E_{\text{эфф}}$ и $\sigma_{\text{эфф}}$), период полураспада продукта реакции ($T_{1/2}$), (E_γ , p) – рекомендуемая для регистрации энергия гамма-квантов и квантовый выход на распад соответственно.

Таблица 3.13. Ядерно-физические характеристики активационных индикаторов

Реакция	θ , %	$T_{1/2}$, ч	E_γ , кэВ, (p , %)	$E_{\text{пор}}$, МэВ	$\sigma_{\text{эфф}}$, барн
${}^{90}\text{Zr}(n,2n){}^{89}\text{Zr}$	51,5	78,4	909 (99)	12,2	768×10^{-3}
${}^{58}\text{Ni}(n,2n){}^{57}\text{Ni}$	68,3	36,2	1890 (14)	12,6	30×10^{-3}

Высокий порог реакции (свыше 12 МэВ) этих активационных индикаторов позволит уменьшить их активацию за счет быстрых реакторных нейтронов с наиболее вероятной энергией 1 МэВ. В данный набор целесообразно включить традиционный активационный инди-

катор для регистрации быстрых нейтронов из индия. Этот индикатор будет использован в качестве монитора потока быстрых реакторных нейтронов с эффективной энергией свыше 1 МэВ при проведении серии экспериментов. Подобную задачу может выполнить и индикатор из никеля.

Характеристики индикаторов, используемых в качестве мониторов потока, приведены в *таблице 3.14*.

Таблица 3.14. Ядерно-физические характеристики мониторов потока

Реакция активации	θ , %	$T_{1/2}$	E_γ , кэВ (P_γ , %)	$E_{эфф}$, МэВ	$\sigma_{эфф}$, барн
$^{58}\text{Ni}(n,2n)^{58}\text{Co}$	68,3	70,78 сут	810 (100)	2,3	335×10^{-3}
$^{115}\text{In}(n,n')^{115m}\text{In}$	95,8	4,48 ч	335 (50)	1,15	286×10^{-3}

Измерение активности продуктов реакций ^{89}Zr , ^{57}Ni , ^{58}Co , ^{115m}In после завершения реакторного эксперимента проводится с помощью гамма-спектрометра фирмы Canberra с полупроводниковым детектором из особо чистого германия с относительной эффективностью 10 %. Выбор геометрии измерений определяется в зависимости от загрузки спектрометрического тракта. Перед измерением активности индикаторов выполняется калибровка γ -спектрометра с помощью образцовых спектрометрических гамма-источников из комплекта ОСГИ.

Удельная активность определяемого изотопа на момент окончания облучения индикатора определяется по формуле

$$A_0 = \frac{S_\phi \times k_{cn} \times k_g}{t_{ж} \times \varepsilon \times p \times m} \times \frac{\lambda \times t_n}{1 - e^{-\lambda t_n}} \times e^{\lambda t}, \quad (3.21)$$

где S_ϕ – площадь фотопика гамма-квантов с энергией E_γ , м²;

$t_{ж}$ – «живое» время измерения, с;

k_{cn} , k_g – поправки на самопоглощение в АИ и геометрию АИ;

t_n – текущее время измерения, с;

t – время выдержки после облучения, с;

λ – постоянная распада нуклида, с⁻¹;

ε – эффективность регистрации гамма-квантов с энергией E_γ в используемой геометрии измерения;

p – выход гамма-квантов с энергией E_γ на распад;

m – масса индикатора, г.

Скорость реакции на ядрах изотопа-мишени рассчитывается по формуле

$$R = A_{0i} \times \frac{M}{\theta \times N_A} \times \frac{1}{1 - e^{-\lambda t_r}}, \quad (3.22)$$

где A_{0i} – удельная активность радиоизотопа-продукта реакции, Бк/г;

θ – распространенность изотопа в естественной смеси, отн. ед;

M – молярная масса элемента, г/моль;

N_A – число Авагадро, $N_A = 6,02 \times 10^{23}$ моль⁻¹;

t_{ir} – время облучения индикатора, с;
 λ – постоянная распада продукта реакции, с⁻¹.

Плотность потока быстрых нейтронов с энергией выше пороговой энергии рассчитывается по формуле

$$\varphi_f = \frac{R}{\sigma_{\text{эфф}}}. \quad (3.23)$$

Скорость реакции на интересующем индикаторе и экспериментальное значение плотности потока быстрых нейтронов являются исходными функционалами для расчета искомого значения коэффициента конверсии.

Таким образом, проанализировав вышеизложенный материал, для регистрации термоядерных нейтронов от литий-дейтериевого конвертера в составе облучательного устройства, размещенного в ФКЭ реактора ИВГ.1М, целесообразно использовать наиболее простой и удобный активационный метод с использованием пороговых индикаторов.

Заключение

В заключение можно сказать, что в результате проведенных исследований были получены данные, которые в дальнейшем будут использованы для создания устройства по конвертированию нейтронов реакторного спектра в термоядерные на ИВГ.1М. Полученные данные в дальнейшем могут быть также использованы для создания конвертеров на других реакторах, имеющих экспериментальные каналы (например, на казахстанских реакторах ВВРК и ИГР).

Созданный в будущем конвертер для реактора ИВГ.1М, существенно расширит спектр задач, которые могут быть выполнены в Республике Казахстан по развитию перспективных направлений в ядерной и термоядерной энергетике, связанной с созданием гибридных реакторов и энергетических термоядерных установок-токамаков. Фактически будет создан единственный в Казахстане источник термоядерных нейтронов, который может быть использован в работах, моделирующих облучение в термоядерных установках и гибридных реакторах.

3.4 Проект вывода реактора РА из эксплуатации

В соответствии с «Общими положениями обеспечения безопасности исследовательских реакторов» [50] эксплуатирующая организация до истечения проектного срока эксплуатации исследовательского реактора (ИР) должна обеспечивать разработку проекта снятия ИР с эксплуатации.

В феврале 1998 года по приказу № 545 от 25.12.1997 г. произведена выгрузка ампул с топливом из активной зоны реактора РА для их последующей разделки и отправки в Российскую Федерацию.

В мае 1998 года работы по выполнению совместных решений Министерств России и Казахстана о вывозе из Казахстана в России ядерных материалов, том числе и топлива реактора РА, завершены.

15 ноября 2001 года по приказу № 518 от 13.11.2001 г. исследовательский реактор РА переведен в режим длительного останова, перевод ИР РА в режим длительного останова разрешен КАЭ МЭМР РК, исх. № 4-10/2283 от 26.11.2001 г.

Фактически, текущее состояние реактора РА может считаться состоянием окончательного останова, так как реактор РА, даже будучи юридически не выведенным из списка действующих исследовательских реакторов, фактически переведен в «холодное» состояние, так как топливо из реактора РА выгружено и вывезено в Россию. Следовательно, по совокупности признаков, текущее состояние реактора РА соответствует необходимым условиям, определяющим возможность начала выполнения этапа «снятие с эксплуатации». После вывоза ядерного топлива, реактор РА и его технологические системы представляют только радиационную и техническую опасность.

В 2009 году была начата разработка комплекта документации, включая разработку технического проекта вывода из эксплуатации исследовательского реактора РА. В этом случае, в процессе разработки технического проекта вывода реактора РА из эксплуатации, должны быть предложены и обоснованы мероприятия по удалению радиоактивных материалов с площадки реактора и обеспечению их надежной изоляции вплоть до последующего захоронения.

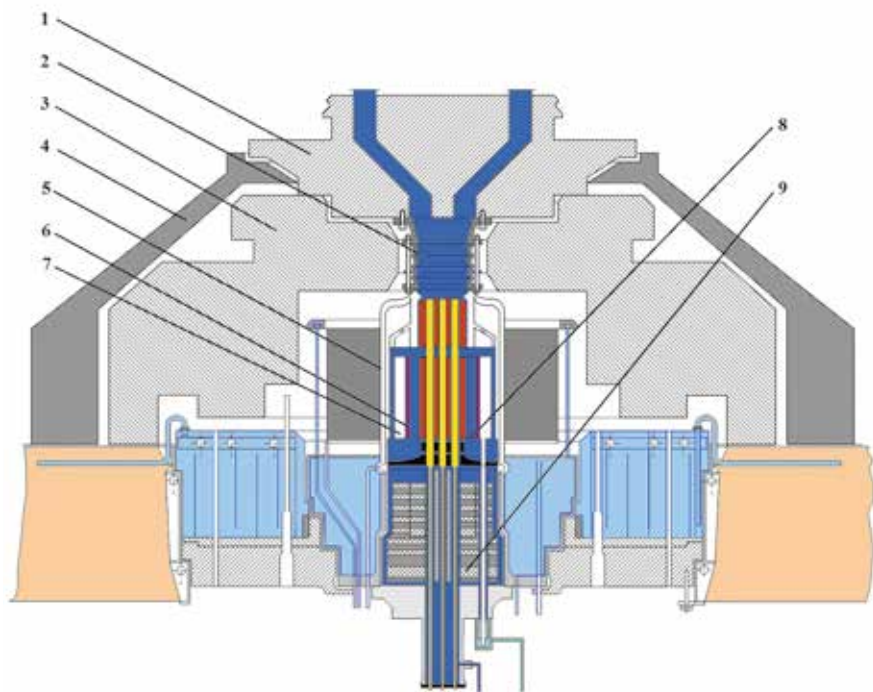
Были рассчитаны значения удельной активности радионуклидов, образовавшихся за время эксплуатации в материалах элементов конструкции РУ РА, и мощность экспозиционной дозы ионизирующего излучения от отдельных конструктивных элементов РУ РА на разных расстояниях. Произведен расчет допустимого времени работы для персонала с конструктивными элементами РУ РА. С помощью гамма-спектрометра получен изотопный состав радионуклидов, определяющих поверхностное радиационное загрязнение внутренних поверхностей трубопроводов системы воздушного охлаждения реактора РА. На основании этих результатов разработана технология вывода реактора РА из эксплуатации и подготовлен технический проект вывода реактора РА из эксплуатации.

Краткие сведения о реакторе РА

Реактор РА был создан на основе конструкции стендового прототипа реактора ЯРД-11Б91-ИР.100М (ИРГИТ), для выполнения исследований радиационной стойкости топлива ядерной двухрежимной установки в энергетическом режиме и облучения образцов материалов во внутри-реакторном устройстве и вне реакторного облучения крупных объектов. Введен в эксплуатацию в 1987 году. Тип исследовательского реактора РА – гетерогенный, высокотемпературный, газоохлаждаемый, корпусной, канального типа, на тепловых нейтронах, с бериллиевым отражателем.

На *рисунке 3.29* отображена схема конструкции реактора РА и расположения основных узлов.

Особенностью конструкции реактора является то, что ТВС были размещены в герметичных каналах (ампулах) с контролируемым и регулируемым составом газовой среды. Реактор РА наработал 4800 ч на мощности 400 кВт в 1987-1997 гг. Плотность потока тепловых нейтронов



1-крышка, 2-сифон, 3-биологическая защита, 4-защитный «колокол», 5-корпус реактора, 6-отражатель, 7-регулирующий барабан, 8-центральная сборка, 9-нижняя биологическая защита

Рисунок 3.29. Схема конструкции реактора РА и расположения основных узлов

в АЗ – 2×10^{12} н/(см²×с). Суммарный флюенс тепловых нейтронов в геометрическом центре активной зоны РУ РА за время эксплуатации составил 2×10^{19} н/см².

Комплексное инженерно-радиационное обследование (КИРО)

Для формирования базы данных по обоснованию варианта вывода из эксплуатации реактора РА и разработки проекта вывода были выполнены КИРО. Для этих целей был произведен частичный демонтаж элементов конструкции реактора РА.

Инженерное обследование реактора РА проводилось для получения подробной информации о техническом состоянии реактора РА и его составных частей, а также его технологических систем и вспомогательного оборудования, включая оборудование транспортно-технологических систем.

В процессе радиационного обследования была получена информация о радиационной обстановке в помещениях реакторной установки РА, остаточной загрязненности радиоактивными веществами оборудования и систем. Результаты определения эквивалентной мощности дозы γ -из-

лучения и уровня радиоактивного загрязнения поверхностей элементов конструкции реактора РА при проведении радиационных обследований конструкций реактора отражены в *таблице 3.15*. По окончании радиационных и инженерных исследований был произведен монтаж демонтированного оборудования, реактор и его технологические системы приведены в исходное состояние.

Таблица 3.15. Результаты радиационных обследований элементов конструкции реактора

Место измерения	Единицы измерения	Значение
Помещение 200А перекрытия здания 101		
Реактор в плотную сбоку	Зв/ч	0,01
Реактор с торца	мЗв/ч	7,50
Крышка сверху	мЗв/ч	0,57
Снимаемое загрязнение трубопроводов подвода и отвода теплоносителя	$\beta/(\text{мин}\cdot\text{см}^2)$	170
Не снимаемое загрязнение трубопроводов подвода и отвода теплоносителя	$\beta/(\text{мин}\cdot\text{см}^2)$	2800
Помещение 05 здания 101*		
Днище реактора (с 1 метра)	мЗв/ч	0,85
Днище реактора (вплотную)	мЗв/ч	8,88

*Примечание: в помещении 05 здания 101 поверхностного загрязнения не обнаружено

Таблица 3.16. Значения радиационных параметров, используемых в расчетах

Параметр	Значение параметра		
	$^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$	$^{92}\text{Zr}(n,\gamma)^{93}\text{Zr}$	$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$
Молярная масса ядра-мишени А, г/моль	13	92	59
Распространенность изотопа ядра-мишени в естественной смеси $f^m, \%$	1,11	17,10	100,00
Микроскопическое сечение активации тепловыми нейтронами σ , барн	$1,37 \times 10^{-3}$	0,22	34,00
Период полураспада $T_{1/2}$	5730 лет	$1,53 \times 10^6$ лет	5,3 года
Постоянная радиоактивного распада $\lambda, \text{с}^{-1}$	$3,84 \times 10^{-12}$	$3,56 \times 10^{-18}$	$4,17 \times 10^{-9}$
Гамма-постоянная $P \gamma, \text{Р}\cdot\text{см}^2/(\text{ч}\cdot\text{мКи})$	3,10	0,20	12,93

Удельная активность радиоизотопов с учетом времени выдержки, обусловленная активацией потоком тепловых нейтронов, определялась по формуле [51]:

$$q = p \cdot \frac{\sigma_{акт} \cdot \Phi \cdot N_A}{A} \cdot (1 - \exp(-\lambda \cdot T)) \cdot \exp(-\lambda \cdot t),$$

где q – удельная активность радиоактивного изотопа в материалах конструкционных элементов, Бк/г; $p = \frac{f_i}{100} \cdot \frac{f_i^m}{100}$ – относительное содержание ядер-мишеней в материалах конструкционных элементов; f_i – содержание i -ого активируемого элемента в материале конструкционного элемента, %; f_i^m – распространенность изотопа ядра-мишени в естественной смеси i -ого активируемого элемента, % (таблица 3.16); $\sigma_{акт}$ – микроскопическое сечение активации тепловыми нейтронами для i -ой реакции, 10^{-24} см² (таблица 3.16); A_i – молярная масса ядер-мишеней для i -ой реакции, моль-1 (таблица 3.16); N_A – число Авогадро, моль-1, $N_A = 6,022 \times 10^{23}$; Φ – усредненная плотность потока тепловых нейтронов в материале конструкционного элемента, нейтрон/см²×с; T – время облучения потоком тепловых нейтронов, $T = 3,15 \times 10^7$ с; t – время выдержки после облучения, $t = 3,78 \times 10^8$ с.

При расчете МЭД отдельные конструкционные элементы РУ РА представлялись цилиндрами, заполненными активным поглотителем. Определение МЭД от одного радионуклида проводилось по формуле [52]:

$$P = 2 \cdot P_\gamma \cdot q \cdot r \cdot G(\mu_0 r), \quad (3.24)$$

где P – МЭД от радионуклидов в точке определения, Р/час; P_γ – гамма-постоянная радионуклида, Р×см²/ч×мКи (таблица 3.16); $q = C/V$ – удельная объемная активность радионуклида, мКи/см³; C – активность радионуклида в конструкционном элементе РУ РА, мКи; V – объем конструкционного элемента РУ РА, см³; r – радиус цилиндра, которым представляется конструкционный элемент РУ РА, см; $G(\mu_0 r)$ – функция, учитывающая размеры, материал конструкционного элемента РУ РА, взаимное расположение источника излучения и точки определения МЭД и эффективную энергию излучения [51]; μ_0 – линейный коэффициент поглощения гамма-излучения в материале конструкционных элементов РУ РА в зависимости от эффективной энергии гамма-излучения, см⁻¹ [53].

Результаты определения удельной активности отдельных радионуклидов и суммарной активности радионуклидов в материалах конструкционных элементов РУ РА приведены в таблице 3.17.

Результаты расчета МЭД от отдельных конструкционных элементов РУ РА на расстояниях 0,1, 1 и 10 м по нормали от их поверхностей приведены в таблице 3.18.

Оценка допустимого времени работы для персонала с конструкционными элементами РУ РА

Расчет допустимого времени работы проводился по формуле:

$$t_{доп} = D_{доп} / \text{МЭД}, \quad (3.25)$$

где $t_{доп}$ – допустимое время работы; $D_{доп}$ – допустимый уровень эффективной дозы.

Таблица 3.17. Результаты расчетов удельной и суммарной активности радионуклидов в материалах конструктивных элементов РУ РА

Конструктивный элемент РУ РА	Материал Конструктивного элемента	Удельная активность ^{60}Co , Бк/г	Удельная активность ^{93}Zr , Бк/г	Удельная активность ^{14}C , Бк/г	Суммарная активность, Ки
Крышка реактора	Железобетон	0,59			$3,02 \times 10^{-4}$
Биологическая защита	Железобетон	$6,04 \times 10^3$			4,68
Корпус реактора	Сталь Х16Н6	$2,98 \times 10^5$			1,55
Замедлитель реактора	Гидрид циркония		$6,5 \times 10^{-3}$		$3,22 \times 10^{-8}$
Отражатель реактора	Графит			1,55	$3,5 \times 10^{-5}$
Установочный механизм стенда	Сплав САВ-1	$1,6 \times 10^{-2}$			$4,5 \times 10^{-6}$

Таблица 3.18. Результаты расчета МЭД от отдельных конструктивных элементов РУ РА

Конструктивный элемент РУ РА	МЭД, мР/ч		
	на расстоянии 0,1 м	на расстоянии 1 м	на расстоянии 10 м
Крышка	0,94	$2,82 \times 10^{-2}$	$2,82 \times 10^{-4}$
Биологическая защита	$8,4 \times 10^2$	83,7	0,84
Корпус реактора	$2,26 \times 10^4$	$6,4 \times 10^2$	6,4
Замедлитель реактора	$1,1 \times 10^{-7}$	$1,1 \times 10^{-8}$	$1,1 \times 10^{-10}$
Отражатель	$6,0 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-5}$
Установочный механизм стенда	0,01	$2,5 \times 10^{-3}$	$2,5 \times 10^{-5}$

Таблица 3.19. Результаты расчета допустимого времени работы с отдельными конструктивными элементами РУ РА

Конструкция элементов РУ РА	Допустимое время работы на расстоянии 0,1 м		Допустимое время работы на расстоянии 1,0 м		Допустимое время работы на расстоянии 10,0 м	
	В год	В смену	В год	В смену	В год	В смену
Крышка	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О
Биологическая защита	1,2 ч	342 с	12 ч	1,2 ч	1190 ч	Б/О
Корпус реактора	160 с	16 с	1,56 ч	562 с	156 ч	Б/О
Замедлитель реактора	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О
Отражатель	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О
Установочный механизм стенда	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О	Б/О

Примечание: Б/О – без ограничения по времени

При расчетах допустимый уровень эффективной дозы принимался 10 мЗв в год и 1 мЗв в смену.

Результаты расчета допустимого времени работы с отдельными конструкционными элементами РУ РА на расстояниях 0,1; 1,0 и 10,0 м по нормали от их поверхностей приведены в *таблице 3.19*.

Экспериментальное определение изотопного состава радионуклидов, определяющих поверхностное загрязнение

С целью определения источников гамма-излучения, определяющих поверхностное радиационное загрязнение трубопроводов отвода теплоносителя реактора РА, были проведены работы на гамма-спектрометрическом комплексе. Для этого были получены пробы с внутренних поверхностей двух труб коллектора воздушного охлаждения. Пробы отбирались смоченными спиртом хлопковыми салфетками по трафарету с площади 10×10 см каждый. Измерения проб проводили на гамма-спектрометре CANBERRA GC-3018. На *рисунке 3.30* представлен типичный спектр гамма-излучения радионуклидов, содержащихся в пробах.

Результаты измерений представлены в *таблице 3.20*.

Таблица 3.20. Результаты измерения проб

№ точки отбора	Активность/на пробу, Бк	Поверхностная активность, Бк/см ²
пробы с трубы I	K-40 = 93,11 ± 8,36 Co-60 = 10,48 ± 0,52 Cs-137 = 36,08 ± 1,83 Ra-226 = 1,39 ± 0,12 Th-232 = 2,20 ± 0,21 U-238 = 9,19 ± 1,49	K-40 = 2,33 ± 0,21 Co-60 = 0,26 ± 0,01 Cs-137 = 0,91 ± 0,05 Ra-226 = 0,03 ± 0,003 Th-232 = 0,06 ± 0,01 U-238 = 0,23 ± 0,04
пробы с трубы II	K-40 = 66,67 ± 6,39 Co-60 = 7,80 ± 0,42 Cs-137 = 16,21 ± 0,93 Ra-226 = 16,67 ± 0,17 Th-232 = 1,33 ± 0,0,17 U-238 = 8,51 ± 1,39	K-40 = 1,67 ± 0,16 Co-60 = 0,20 ± 0,01 Cs-137 = 0,41 ± 0,02 Ra-226 = 0,42 ± 0,004 Th-232 = 0,03 ± 0,004 U-238 = 0,21 ± 0,03

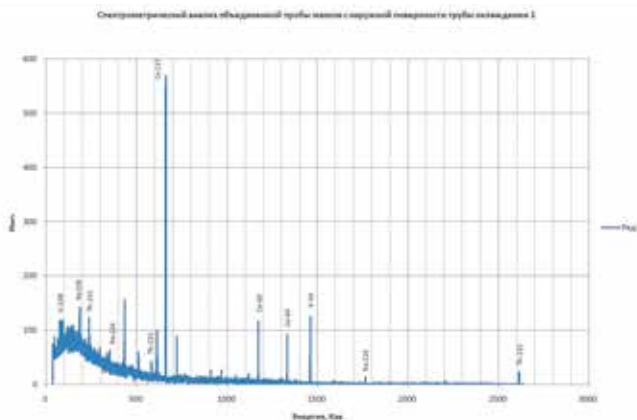


Рисунок 3.30. Спектрограмма объединенной пробы с трубы I

Заключение

Выяснено, что практически вся доза обусловлена излучением радионуклида ^{60}Co , при этом наибольшую радиационную опасность представляют корпус реактора и первая биологическая защита.

В случае возникновения нештатных ситуаций максимальная доза внешнего и внутреннего облучения, получаемая персоналом, составит 25 Р/ч от корпуса реактора на расстоянии 10 см. МЭД от корпуса реактора на расстоянии свыше 10 метров не превышает установленных в СЭТОРБ-2010 и НРБ-99 пределов. При таком уровне радиационного воздействия не требуется проведения защитных мероприятий с целью ограничения персонала от источников ионизирующего излучения.

Снимаемое загрязнение незначительно и не может оказать существенного влияния на экологическую обстановку территории технической и санитарно-защитной зон КИР «Байкал-1».

3.5 Технико-экономические исследования по утилизации топлива БН-350

Необходимость проведения технико-экономического исследования последовала за подписанием Казахстаном в 1997 году «Объединенной Конвенции о безопасности обращения с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и о безопасности обращения с радиоактивными отходами». Закон №246-IV о ратификации Конвенции был подписан в 3 февраля 2010 года. Таким образом, Казахстан взял на себя обязательство перед мировым сообществом предпринять ряд шагов с целью приведения своей Национальной Стратегии в области обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами в соответствие с международными стандартами, одобренными МАГАТЭ.

В настоящее время отработавшее ядерное топливо БН-350 размещено на долговременное хранение на площадке КИР «Байкал-1» НЯЦ РК в г. Курчатов (рисунки 3.31).

В соответствии с требованиями Объединенной Конвенции, хранение не является конечной точкой обращения с ОЯТ, и поэтому должна быть разработана и принята Национальная Стратегия в Республике Казахстан, которая бы ясно показала мировому сообществу, какова предполагаемая конечная точка обращения с ОЯТ БН-350 и каким образом она будет достигнута.

Выполнение задачи было решено провести в два этапа: на первом этапе рассмотреть как можно больший объем вариантов обращения с отработанным ядерным топливом, которые приняты в мировой практике, а на втором этапе рассмотреть более детально варианты, отобранные на первом этапе.

В Казахстане в 2012 году была сформирована группа технических экспертов, которая проанализировала мировой опыт и практику в области обращения с ОЯТ, а затем сформулировала и рассмотрела 15 различных вариантов дальнейшего обращения с ОЯТ БН-350.

В результате этой работы было рекомендовано, в рамках проведения технико-экономического исследования, рассмотреть более детально ва-



Рисунок 3.31. Вид площадки для долговременного хранения ОЯТ

риант «Утилизация ОЯТ (Переработка в РФ)» и сравнить его с вариантами захоронения ОЯТ в Республике Казахстан (в ПЗРО шахтного типа и в глубоких скважинах). Таким образом, целью проведения ТЭИ является выбор из трех вышеперечисленных наиболее выгодного для Казахстана варианта обращения с ОЯТ БН-350.

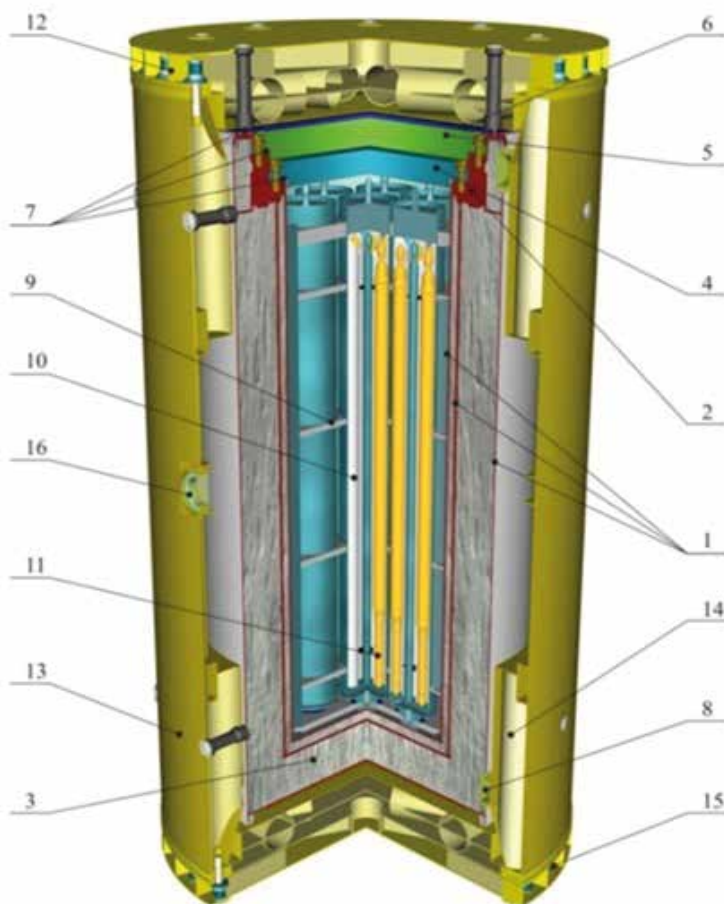
Как уже было сказано, ОЯТ БН-350 хранится на площадке КИР «Байкал-1» в транспортно-упаковочных комплектах – ТУК-123 (рисунок 3.32). В состав ТУК-123 входят:

- упаковочный комплект для хранения ОЯТ (УКХ-123);
- кожух защитно-демпфирующий (ЗДК).

Упаковочный комплект хранения УКХ-123 предназначен для временного и долговременного (50 лет) хранения 8-ми чехлов с ОЯТ на площадках специально построенных хранилищ. ЗДК предназначен для обеспечения снижения механических нагрузок, действующих на УКХ в аварийных условиях при перевозке, до уровня, обеспечивающего сохранность герметичности и радиационно-защитных свойств УКХ-123. В свою очередь, в состав УКХ входят:

- металлобетонный контейнер (МБК);
- дистанционирующая решетка.

Металлобетонный контейнер предназначен для защиты чехлов с ОЯТ от механических повреждений и обеспечения радиационной и ядерной безопасности при обращении с УКХ.



- 1 - стальные оболочки корпуса металлобетонного контейнера (МБК);
- 2 - комингс;
- 3 - особо прочный сверхтяжелый бетон;
- 4 - внутренняя крышка;
- 5 - наружная крышка;
- 6 - герметизирующий лист;
- 7 - уплотнительные элементы;
- 8 - гнезда для подъема и кантовки УКХ;
- 9 - дистанционирующая решетка;
- 10 - чехлы для ОЯТ БН-350
- 11 - ОЯТ;
- 12 - верхняя крышка защитно-демпфирующего кожуха;
- 13 - цилиндрическая оболочка;
- 14 - трубчатые упруго-пластические элементы;
- 15 - днище ЗДК;
- 16 - гнезда для подъема и кантовки ТУК.

Рисунок 3.32. Транспортно-упаковочный комплект для хранения ОЯТ

Основными контурами герметизации корпуса МБК являются внутренняя оболочка, выполненная из стали 12Х18Н10Т толщиной 16 мм, промежуточная (силовая оболочка), выполненная из стали 09Г2СА-А с толщиной 25 мм, обеспечивающие сопротивление хрупкому разрушению при минимальных температурах эксплуатации (обе эти оболочки экранированы от внешних аварийных воздействий армированным и высокопрочным бетонным наполнителем), и наружная герметичная оболочка, выполненная из стали 09Г2СА-А, толщиной 16 мм.

Использование трех контуров герметизации корпуса МБК (двух защитно-герметических крышек с обваркой загрузочного проема герметизирующим листом) образуют ряд последовательных барьеров защиты окружающей среды от радиоактивного загрязнения в нормальных и аварийных условиях эксплуатации. Выбранные материалы обеспечивают возможность эксплуатации МБК при температурных условиях от -50 °С до +63,5 °С.

3.5.1 Переработка и утилизация ОЯТ БН-350 в РФ

В настоящее время в Российской Федерации принимает и перерабатывает ОЯТ завод РТ-1 на ПО «Маяк» (Челябинская область, РФ) – завод, куда до 1991 года вывозилось и на котором перерабатывалось ОЯТ БН-350. С технической точки зрения подготовка к вывозу ОЯТ в РФ сводится к поддержанию оборудования в работоспособном состоянии и своевременному проведению необходимых технических мероприятий (обследований, освидетельствований, деповских ремонтов, продлений сертификатов и пр.). Поэтому основное внимание в ТЭИ при рассмотрении этого варианта было уделено вопросам обращения с продуктами переработки ОЯТ БН-350 и их стоимостным оценкам.

В ТЭИ предполагалось, что плутоний, полученный в результате переработки ОЯТ БН-350, может быть размещен на хранение на складе на площадке ПО «Маяк» в специально построенном хранилище, где хранится и собственный плутоний РФ. В дальнейшем, одним из вариантов использования плутония от переработки ОЯТ БН-350 является изготовление МОКС-топлива для реакторов БН-600 и БН-800. С учетом всех этих факторов в ТЭИ сформулирован подход к оценке продуктов переработки через их энергетический потенциал. При таком подходе Российская Федерация сможет принять ОЯТ БН-350 для его переработки и утилизации делящихся материалов у себя в будущем, сохранив за Казахстаном право использовать его энергетический потенциал в настоящем (то есть разделить по времени фактическую переработку ОЯТ и использование выгод от переработки в РК). Очевидно, что такое соглашение может быть достигнуто только на взаимовыгодных условиях.

Были предложены следующие варианты использования энергетического потенциала ОЯТ БН-350 в Казахстане:

Энергетический потенциал может быть оформлен как скидка на строительство новой АЭС Российского проекта в Республике Казахстан.

Энергетический потенциал может быть выбран Казахстаном в качестве свежего топлива для будущей новой АЭС в РК (примерно одна загрузка активной зоны).

Российская Федерация может предоставить Казахстану услуги по обогащению урана на своих предприятиях, в количестве ЕРР, соответствующих энергетическому потенциалу ОЯТ БН-350.

В кооперации с РФ энергетический потенциал ОЯТ БН-350 может быть использован для наполнения международного банка ядерного топлива в РК при финансовом участии МАГАТЭ.

Используя понятие энергетического потенциала, в ТЭИ была проведена оценка стоимости продуктов переработки ОЯТ БН-350, которая основывалась на двух положениях:

- регенерированный уран и плутоний могут быть использованы для изготовления ядерного топлива;
- стоимость энергетического потенциала топлива из регенерированного урана (и плутония) может быть рассчитана, исходя из цены ядерного топлива, изготовленного из природного урана, за вычетом расходов, связанных с удорожанием обращения с регенерированным ураном (плутонием).

Экономическая оценка энергетического потенциала в ТЭИ была выполнена с использованием принятого в промышленности расчетного метода, предоставляемого консалтинговой компанией The Ux Consulting Company (UxC). По результатам расчетов стоимость энергетического потенциала РУ БН-350 оценена на уровне ~ \$200 млн.

Для оценки экономической эффективности варианта переработки ОЯТ БН-350 в РФ были сделаны оценки стоимости переработки на РТ-1 с учетом обращения с РАО в РФ. Оценка была сделана по материалам открытых источников, в которых приводилось обсуждение стоимости действующих контрактов на переработку зарубежного ОЯТ в России. Оценка учитывала затраты на временное технологическое хранение ОЯТ до его переработки, затрат на переработку ОЯТ и остекловывание ВАО, затрат на обращение с различными видами РАО от переработки (включая их захоронение в РФ – по внутренним тарифам РФ), затрат на специальные экологические мероприятия по реабилитации радиационно-загрязнённых участков территорий. При этом, более 80 % затрат будет приходиться на стоимость переработки ОЯТ и остекловывание ВАО. В расчетах использовались взятые из открытой печати для РТ-1 нижняя (~500 \$/кг) и верхняя (~1340 \$/кг) цены на переработку ОЯТ зарубежных АЭС с легководными реакторами. С учетом вышеперечисленных условий, в результате расчетов в ТЭИ была получена оценка стоимости переработки ОЯТ БН-350 на заводе РТ-1 в диапазоне ~\$ 170 млн. – \$ 350 млн.

Оценка в ТЭИ стоимости транспортировки ОЯТ показала сравнительно небольшой вклад транспортных операций в общие затраты ~ \$ 3-6 млн. в зависимости от маршрута перевозки.

Таким образом, в ТЭИ было показано, что хотя стоимость энергетического потенциала и попадает в диапазон стоимости переработки, в реальных условиях реализации варианта с переработкой ОЯТ БН-350 в РФ на РТ-1, скорее всего, стоимость энергетического потенциала не покрывает предполагаемые затраты на транспортировку и переработку ОЯТ БН-350 в РФ. При этом существуют факторы, увеличивающие неопределенность оценки стоимости переработки. С одной стороны, цена на переработку ОЯТ реактора

на быстрых нейтронах может быть выше цены переработки ОЯТ легководных реакторов, кроме того, в мировой практике некоторые страны присваивают плутонию нулевую или даже отрицательную стоимость. С другой стороны, можно предположить, что в рамках ЕАЭС Казахстану удастся договориться о переработке ОЯТ БН-350 на ПО «Маяк» по внутренним ценам РФ, что приведет к некоторому снижению стоимости переработки. Кроме того, учитывая текущие тенденции развития мировой атомной энергетики, возможно, в будущем стоимость делящихся материалов сможет и превысить стоимость переработки отработанного топлива. Снижение этой неопределенности и будет одной из основных целей разработки данного ТЭО.

Важно помнить, что рассматриваемый вариант предполагает оставление ВАО от переработки в РФ, что, в свою очередь, потребует заключение нового межправительственного соглашения между РК и РФ. Подписание нового соглашения возможно по следующим причинам:

ОЯТ БН-350 имеет российское происхождение (а это важный довод для получения разрешения по оставлению отходов в России), кроме того, объем самого ОЯТ ограничен по сравнению с возможным объемом ОЯТ строящихся российских АЭС за рубежом (например, в Белоруссии, Вьетнаме и Турции).

Казахстану в любом случае необходимо решать вопрос возможного возврата ВАО от переработки ОЯТ исследовательского реактора ВВР-К ИЯФ РК.

Построенный в ТЭИ график реализации варианта транспортировки ОЯТ БН-350 в Российскую Федерацию для переработки и утилизации показывает, что перевозка отработанного топлива может быть осуществлена в течение ~ 7 лет от момента принятия решения. Из них около пяти лет отведено на переговоры, заключение нового межправительственного соглашения и контракта, то есть это время может быть сокращено при взаимном стремлении сторон.

3.5.2 Захоронение ОЯТ БН-350 в ПЗРО шахтного типа

Казахстан в настоящее время не имеет опыта проектирования и строительства пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО). Поэтому рассмотрение варианта захоронения ОЯТ БН-350 в ПЗРО шахтного типа (рисунок 3.33) в ТЭИ было начато с анализа международного опыта, накопленного в этой области. В ТЭИ рассмотрены концепции захоронения ОЯТ и РАО в солевых отложениях и вулканических породах (США, Германия), в глинистых отложениях (Бельгия, Франция, Швейцария), а также в кристаллических породах (Швеция, Финляндия). В ТЭИ отмечено, что программы по глубинному геологическому захоронению РАО и ОЯТ во всех странах мира продвигаются достаточно медленно, и основными причинами задержки их реализации являются:

- вопрос приемлемости ПЗРО для общественности (обоснование безопасности на долгосрочную перспективу);
- в некоторых странах в захоронении нет срочной необходимости или отсутствуют средства на строительство ПЗРО;

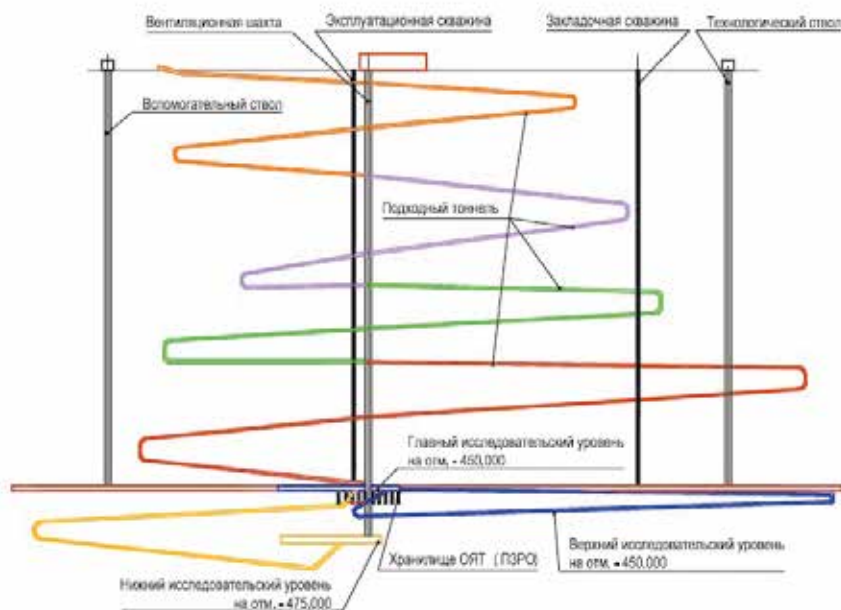


Рисунок 3.33. Схема пункта захоронения ОЯТ шахтного типа

- неопределённость в отношении национальной политики обращения с ОЯТ;
- неопределённость в отношении будущего атомной энергетики.

Все эти причины в полной мере характерны и для Республики Казахстан.

В ТЭИ были рассмотрены несколько потенциальных площадок размещения ПЗРО на территории Казахстана, которые расположены на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона (СИП). При анализе использовались данные, полученные в рамках реализации отраслевой программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан». Потенциальными местами размещения ПЗРО в Казахстане могут служить участки Акбота-Западный (район площадки КИР «Байкал-1») и Косшоки (около 40 км юго-западнее площадки КИР «Байкал-1») на территории бывшего СИП. В ТЭИ было подчеркнуто, что территория бывшего СИП относится к государственным землям запаса, и это означает, что выделение участка под место размещения ПЗРО определяется только Правительством РК.

Однако только правильно выбранные геологические формации могут гарантировать полную изоляцию захороненных радиоактивных отходов на весь период их опасного воздействия. Имеющиеся на сегодня данные по потенциальным площадкам не отвечают на многие вопросы о глубинном строении кристаллических массивов и о барьерных характеристиках пород на глубинах 500 м и более, поскольку в рамках этой отраслевой

программы самая глубокая скважина была пробурена на глубину только 250 м (участок Акбота-Западный). Таким образом, в будущем для данных участков потребуются значительный объем исследований для оценки пригодности их для размещения ПЗРО. Для получения комплексных данных о вмещающей геологической формации, принятой международной практикой является создание подземной исследовательской лаборатории (ПИЛ) и ее функционирование в течение нескольких десятков лет. Опираясь на международный опыт, в ТЭИ было принято, что ПИЛ целесообразно создавать в РК только там, где будет размещаться ПЗРО, как это реализуется в настоящее время в Финляндии и Швеции.

С учетом вышесказанного, для проведения стоимостных оценок, связанных с проектированием и сооружением подземного пункта захоронения ОЯТ шахтного типа в Казахстане, в качестве референсных были взяты наиболее современные проекты ПЗРО в кристаллических породах, принятые в Швеции и Финляндии (концепции захоронения KBS-3 и ONKALO). Поскольку рассматриваемый вариант ПЗРО не предполагает размещение в нем ОЯТ в металлобетонных контейнерах двойного назначения, в ТЭИ было проведено эскизное проектирование ПИЛ/ПЗРО, а также рассмотрены вопросы их строительства и эксплуатации на глубине 500 м, с учетом строительства завода по инкапсулированию ОЯТ и изготовления новых медно-стальных контейнеров для захоронения ОЯТ БН-350.

Важным вопросом при реализации варианта с захоронением ОЯТ БН-350 в ПЗРО являются временные рамки проекта. В случае если ввод в эксплуатацию ПЗРО шахтного типа превысит 50-летний срок эксплуатации ТУК-123 и площадки ДКХОЯТ, в ТЭИ была рассмотрена ситуация, при которой будет необходимо строительство новой площадки, изготовление новых контейнеров и перегрузки ОЯТ БН-350 из старых контейнеров в новые, с помощью вновь спроектированного и построенного участка перегрузки. Концепция ПЗРО шахтного типа в РК с периодом эксплуатации в течение ~100 лет предусматривает в будущем возможность извлечь ОЯТ БН-350 (до момента закрытия ПЗРО) и использовать его как полезный материальный ресурс. Если правительством РК будет принято решение извлечь и транспортировать ОЯТ БН-350 для его переработки после периода его долговременного хранения в ПЗРО, деградация свойств ОТВС БН-350 может оказаться проблемой, поскольку в этом случае могут возникнуть значительные трудности, связанные как с извлечением разрушенного топлива из чехлов, так и с его переработкой.

Оценка стоимости всего проекта по созданию ПЗРО шахтного типа от момента принятия решения до его закрытия была выполнена на основании действующей в Республике Казахстан системы сметных нормативных документов в строительстве. При отсутствии данных о стоимости подобных работ при строительстве ПЗРО в Казахстане использовались зарубежные аналоги. Было показано, что стоимость реализации этого варианта, включая проектирование, строительство, эксплуатацию в течение 100 лет, и вывод из эксплуатации комплекса потребует ~ \$ 1.9 млрд.

Даже если Казахстан найдет в бюджете необходимые средства на строительство ПИЛ/ПЗРО (с учетом возможности его дальнейшего использования для захоронения уже накопленных РАО в Казахстане), не факт,

что решение о строительстве будет принято. В ТЭИ было отмечено, что общественное мнение является одним из основных факторов, влияющих на принятие решений о реализации такого рода крупных проектов в области атомной энергетики. Проведенные опросы общественного мнения показывают, что в обществе доминирует массовая негативная реакция на предполагаемые пункты захоронения ОЯТ в Республике Казахстан. На сегодняшний день общественное мнение в Казахстане, в основном, следует навязываемым ему антиядерным штампам. Поэтому, для успешного взаимодействия с населением необходимо будет разработать долгосрочную государственную информационную политику в области использования атомной энергии.

3.5.3 Захоронение ОЯТ БН-350 в ПЗРО в глубоких скважинах

Как и в случае с ПЗРО шахтного типа, при рассмотрении варианта захоронения ОЯТ БН-350 в ПЗРО в глубоких скважинах в ТЭИ был рассмотрен международный опыт. Захоронение в глубокой скважине (рисунок 3.34) предполагает использование скважины, пробуренной вертикально с поверхности земли вниз на глубину от 4 до 5 км в скальном основании. ОЯТ инкапсулируется в чехлах небольшого диаметра с внешним диаметром 0,5 м и длиной в 5 м. Чехлы опускаются в скважину и располагаются один над другим. Их размещение происходит на глубине между 2 и 4 км от поверхности земли. Диаметр отверстия – 1 м по длине скважины до 2 км вглубь и 0,8 м в месте, где располагаются чехлы с ОЯТ.

При таком варианте захоронения ОЯТ практически невозможно извлечь в будущем. Значительным преимуществом по затратам и срокам реализации такого варианта обращения с ОЯТ (ВАО) является отсутствие необходимости создания дорогостоящей ПИЛ для многолетних предварительных исследований поведения вмещающей породы. Кроме того, как утверждают сторонники использования варианта захоронения в глубоких скважинах, при выборе места размещения такого ПЗРО предполагается, что на глубине 3-5 км, обычно, везде есть подходящие кристаллические геологические формации, поэтому, с точки зрения геологии, ПЗРО в глубоких скважинах можно строить, практически, в любом месте. В связи с этим, выбор площадки для такого ПЗРО значительно облегчен, по сравнению с ПЗРО шахтного типа.

При выборе площадки для ПЗРО скважинного захоронения для обоснования безопасности учитываются те же факторы, что и для ПЗРО шахтного типа, но при этом требования к пригодности параметров вмещающих пород заметно снижаются, поскольку для данной концепции захоронения значительно увеличивается толщина слоя, отделяющего ОЯТ/ВАО от биосферы. В случае строительства такого ПЗРО в Республике Казахстан объект окончательной изоляции ОЯТ (РАО) может располагаться, например, в северо-восточной части Казахского мелкосопочника в пределах территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона, примерно, в горном массиве Дегелен. В этом случае транспортировка ОЯТ от места его настоящего хранения к ПЗРО может быть осуществлена автомобильным транспортом и на небольшое расстояние.

Для проведения стоимостных оценок в ТЭИ, в качестве референсного аналога, была принята шведская концепция скважинного захоронения и выполнено эскизное проектирование ПЗРО в глубоких скважинах, а также рассмотрены вопросы его строительства и эксплуатации, включая строительство завода по инкапсулированию ОЯТ и изготовление контейнеров для захоронения ОЯТ БН-350. Проектом не предусматривается изготовление дорогостоящих медно-стальных контейнеров для захоронения ОЯТ в глубоких скважинах, а рассмотрен вариант использования гораздо более дешевых стальных контейнеров, поскольку при захоронении ОЯТ на глубине нескольких километров использование медно-стальных контейнеров было бы избыточным, с точки зрения обеспечения долговременной изоляции ОЯТ БН-350 от биосферы. Однако, поскольку в каждый контейнер захоронения предполагается загрузка только одного чехла с ОЯТ БН-350, из-за небольшого диаметра скважины, то таких контейнеров понадобится гораздо больше, чем медно-стальных контейнеров, содержащих по 4 чехла с ОЯТ БН-350, как для варианта захоронения в ПЗРО шахтного типа.

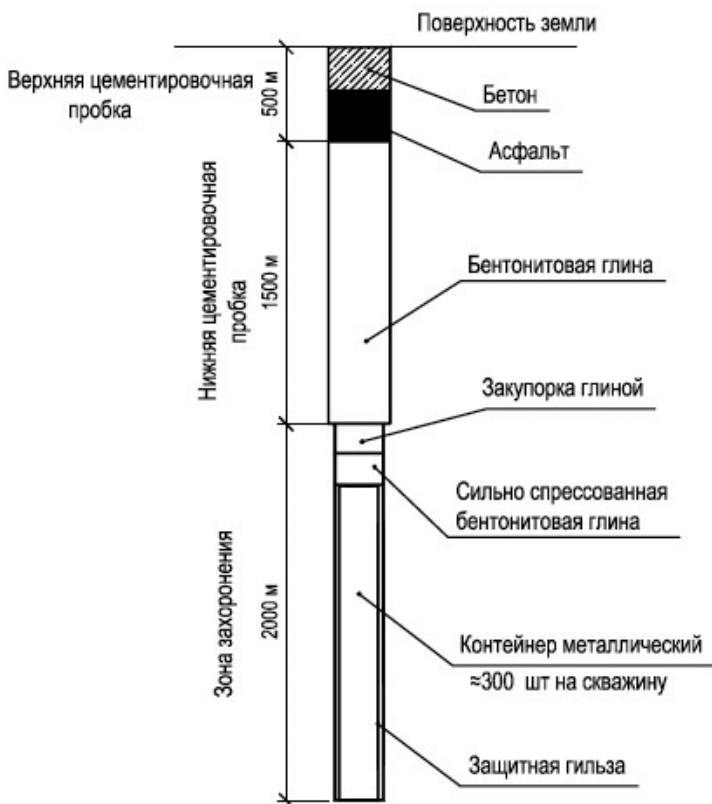


Рисунок 3.34. Схема скважины для захоронения ОЯТ

Дополнительным, серьезным фактором, потенциально снижающим стоимость реализации этого варианта, является то, что захоронение в глубоких скважинах не предполагает последующего извлечения ОЯТ, а значит, отсутствует период 100-летнего хранения, как в случае с ПЗРО шахтного типа. Кроме того, поскольку создание ПЗРО может быть осуществлено в течение 50 лет обоснованного хранения ОЯТ БН-350, то может не потребоваться проведение характеризации топлива и контейнеров, строительство новой площадки хранения ОЯТ и изготовления новых контейнеров для долговременного хранения и транспортировки к ПЗРО.

Однако в ТЭИ отмечалось, что ввиду новизны ПЗРО в глубоких скважинах (нигде еще в мире такие ПЗРО еще не построены) может потребоваться проведение серьезных научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, а также строительство полномасштабной глубокой скважины для отработки всех технологических операций, связанных с загрузкой и изоляцией контейнеров с ОЯТ БН-350 на глубинах до 5 километров. Эти работы, в свою очередь потребуют значительных усилий и времени, и, соответственно, финансовых затрат.

Также следует отметить, что, несмотря на отсутствие необходимости строительства ПИЛ и ее долговременного функционирования, перед получением лицензии от регулирующего органа РК, вероятно, все равно потребуются проведение исследований по характеризации геологической формации (бурение исследовательских скважин, проведение экспериментов и т.п.), что также необходимо учесть при проведении стоимостных оценок.

Разработанный в рамках ТЭИ график для варианта захоронения ОЯТ в глубоких скважинах показал, что он может быть реализован в течение ~37 лет от момента принятия решения. Проведенная оценка стоимости всего проекта по созданию ПЗРО в глубоких скважинах от момента принятия решения до его закрытия показывает, что стоимость его составляет величину ~ \$ 1.3 млрд.

3.6 Технико-экономическое обоснование создания Республиканского центра по переработке и длительному хранению РАО и ИИИ

Проблемы безопасного обращения с радиоактивными отходами в Республике Казахстан, как и в любой другой стране, охватывают широкий круг вопросов, начиная от их образования до процессов ликвидации. При этом проблемы безопасной ликвидации радиоактивных отходов после их образования в различных отраслях народного хозяйства приобретают в настоящее время все большее, если не решающее значение при планировании развития атомной энергетики в дальнейшем. В процессе проектирования АЭС общество уделяет особое внимание вопросам сохранения природных экосистем и повышению качества жизни людей и требует решения проблемы «ядерного наследия».

Ввиду сложности и значимости, такие проблемы должны решаться системно и поэтапно на государственном уровне и с учетом наиболее

приоритетных задач, выполнение которых необходимо в настоящее время и в ближайшей перспективе.

У каждой страны свои собственные проблемы обращения с РАО и способы их решения: Япония переживает последствия аварии в Фукусиме, ее первоочередная задача – реабилитация территорий с последующим хранением отходов, образовавшихся после аварии. В Германии к 2020 году должно быть выведено из эксплуатации 17 АЭС путем немедленного демонтажа. В США остро стоит проблема строительства хранилищ для ОЯТ и радиоактивных отходов.

Опыт обращения с РАО в Европе связан с тем, что вопросы управления хранилищами отданы компаниям с государственным контролем для регулирования цен на хранение отходов. Между тем реального рынка приемки РАО в Европе нет.

Американская система обращения с радиоактивными отходами может служить примером коммерческого решения вопроса на основе жесткой системы государственного регулирования. Эта система начала складываться во время Второй мировой войны в процессе реализации федерального проекта создания атомного оружия и в первые годы полностью контролировалась государством. Только в 1954 году закон об атомной энергии (АЕА) разрешил коммерческим юридическим лицам иметь в собственности и использовать радиоактивные материалы. Поправка к этому закону (1959 год) уполномочила определенные штаты принимать регулирующие акты, позволяющие иметь в собственности, использовать и захоранивать многие виды радиоактивных материалов, включая низкоактивные РАО, произведенные в результате коммерческой деятельности.

Следует отметить, что в настоящее время не существует сооружений окончательной изоляции высокоактивных отходов, тем не менее, наиболее всего приблизились к решению проблемы Финляндия и Швеция. Обе страны имеют все шансы стать пионерами. Финляндия планирует построить (финская компания Posinova подала заявку на сооружение в конце 2012 года) хранилище «Онкало» рядом с АЭС «Олкилуото», Швеция – пункт окончательного захоронения ОЯТ «Эстхамаре» близ АЭС «Форсмарк». Проекты хранилищ похожи. В обоих случаях отходы будут размещены в стабильных гранитных породах возрастом 1,9 млрд. лет на глубине более 500 метров, возможность извлечения РАО в будущем не предусмотрена. По графику строительства «Онкало» будет готово принимать радиоактивные отходы с 2020 года, а «Остаммар» – с 2025 года. Когда через сто лет хранилища будут заполнены, их выведут из эксплуатации и запечатают. Кроме того, финны рассчитывают сделать могильник успешным коммерческим предприятием: здесь будут утилизированы 5,5 тыс. тонн РАО со всего мира.

Это рациональное и ответственное решение. Однако строительству предшествовали около сорока лет исследований и технологических разработок.

Подписав и ратифицировав «Объединенную Конвенцию о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами», Республика Казахстан взяла на себя

обязательства перед мировым сообществом предпринять ряд шагов с целью приведения своей национальной стратегии в области обращения с отработавшим топливом и радиоактивными отходами в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ. В соответствии со статьей 13 Закона РК «Об использовании атомной энергии», политика по обращению с радиоактивными отходами в Республике Казахстан заключается в следующем: все радиоактивные отходы, образующиеся на территории Республики Казахстан, должны быть захоронены таким образом, чтобы обеспечить радиационную защиту населения и окружающей среды на весь период времени, в течение которого они могут представлять потенциальную опасность.

Одна из самых актуальных задач по обеспечению радиационной безопасности – создание современной системы обращения с РАО. Во всех странах эти вопросы были неким отложенным решением – пока объемы накопленных ОЯТ и РАО были небольшие, не было необходимости заниматься этими вопросами. Однако сейчас мир подошел к точке, когда для обеспечения высокого уровня экологической безопасности необходимо заняться вопросами обращения с РАО.

На протяжении нескольких десятилетий на территории Республики Казахстан накапливались радиоактивные отходы как результат эксплуатации ядерных реакторов, разработки урановых месторождений, добычи нефти и газа, а также деятельности на Семипалатинском испытательном полигоне, на полигонах «Азгир» и «Лира». По приблизительным оценкам суммарное количество этих отходов превышает 450 млн. тонн из них 237 млн. тонн – от ядерных испытаний и порядка 210 млн. тонн РАО составляют отвалы и хвосты уранового производства, и грунт, загрязнённый радионуклидами в результате эксплуатации нефтепромыслов.

Значительное количество перечисленных отходов расположено в местах их образования, под открытым небом и, как следствие этого, подвержено атмосферному воздействию. В результате этого происходит постепенное увеличение площади распространения радиоактивных веществ, возрастание их миграции в почву и грунтовые воды и в последующем попадание в пищевые цепочки.

Значительную долю общего количества накопленных РАО составляют отработавшие источники ионизирующего излучения (ИИИ). Кроме этого, на предприятиях и в учреждениях Казахстана находится около 40 установок специального назначения с высокоактивными ИИИ. Эти установки были изготовлены для использования в технологических и производственных циклах современной медицины, промышленности и сельского хозяйства. Значительные габариты и большой вес этих установок не позволяют извлечь из них ИИИ с использованием имеющегося технологического оборудования.

Еще одной проблемой, связанной с РАО и отработанными ИИИ, является потенциальная возможность их использования в террористических целях. В последнее время, в рамках борьбы с терроризмом, в Республике Казахстан были проведены проверки МАГАТЭ предприятий и учреждений по вопросам безопасного хранения РАО и ИИИ. МАГАТЭ обеспокоено возможностью создания террористами «грязной» бомбы.

Казахстан должен решить проблемы загрязненных территорий возникшие в результате деятельности Семипалатинского испытательного полигона, горнометаллургических комбинатов.

Обращение с РАО – это серьезное дело и, конечно, не дешевое, но нужно исходить из двух главных принципов:

- «загрязнитель платит» – производя отходы, эксплуатирующие организации несут бремя финансовой ответственности за обращение с ними. Соответственно, права собственности на РАО с момента их возникновения принадлежат эксплуатирующей организации;
- «заплати и забудь» – предполагается, что ответственность производителей РАО исчерпывается после приведения отходов в соответствие стандартам (переработка и хранение), внесения установленной платы и передачи РАО специализированной организации (РЦП РАО). При этом отходы переходят в собственность такой организации. Права собственности на РАО и стоимость переработки и хранения определяются контрактом (договором).

В настоящее время в РК более ста предприятий имеют лицензии на право обращения с радиоактивными веществами, приборами и установками, содержащими радиоактивные вещества. При этом только крупные предприятия, такие как ОАО «Казатомпром», РГП НЯЦ РК, нефтяной и газовой отраслей разрабатывают и реализуют проекты рекультивации, хранения и захоронения РАО на принадлежащих им территориях.

Решить все эти проблемы предлагается централизованной переработкой и размещением на долговременное хранение накопленных РАО и отработавших ИИИ, с соблюдением всех требований безопасности и физической защиты.

В пользу создания Республиканского центра по переработке РАО говорят анализ существующих установок переработки РАО в РК:

- Хвостохранилище Степногорского горно-химического комбината (ТОО «СГХК»);
- Хвостохранилище Кашкар-Ата бывшего Прикаспийского горно-металлургического комбината близ г. Актау;
- Хвостохранилище (карты) УМЗ;
- Два ПЗРО на производственных участках ПВ-1 и ПВ-2, принадлежащие СП «Инкай» НАК-Казатомпром (Казахстан) и Cameco Corporation (Канада), расположенные в 10 километрах к северу от поселка Тайкунур в Сузакском районе Южно-Казахстанской области;
- ПЗРО на месторождении «Канжуган»;
- ПЗРО, принадлежащее ТОО «РУ-6», расположенное в 90 км от п. Шиели Кызылординской области;
- ПЗРО, принадлежащее ТОО «Степное рудоуправление», поселок Кыземшек, Созакский район, Южно-Казахстанская область.

Для обращения с РАО нефтедобывающей промышленности имеется установка дезактивации труб и металлического оборудования нефтепромыслов в Мангистауской области. На месторождениях Каламкас и Жетыбай в Мангистауской области созданы участки для очистки и дезактивации труб и оборудования. В Жетыбае и Жана-Озень введены в эксплуатацию пункты хранения радиоактивных отходов на 100 тыс. т (Жана-Озень) и 70 тыс. т (Жетыбай).

Имеющиеся на территории Республики Казахстан установки, предназначенные для переработки и хранения, не входят в единую систему обращения с РАО и в основном используются для решения конкретных задач, специфичных для отрасли, таких как подготовка к хранению или захоронение низкоактивных РАО, образовавшихся в технологических процессах, переработка РАО при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии и т.п. Поэтому в настоящее время и в перспективе предприятия, имеющие установки, предназначенные для переработки или хранения конкретных РАО, не будут являться конкурентами РЦП, в технологическом процессе которого предусматривается переработка практически всех видов РАО различной активности.

Существующая система обращения с РАО в РК не ориентирована на захоронение радиоактивных отходов всех типов и категорий, не определена организация, ответственная за реализацию технической политики относительно захоронения радиоактивных отходов. Среди наиболее важных составляющих указанной проблемы следует отметить:

- несовершенство системы обращения с радиоактивными отходами;
- незавершенность процесса осуществления организационных мероприятий по обращению с радиоактивными отходами;
- отсутствие эффективного механизма финансирования, который отвечал бы международно-признанным принципам безопасного обращения с радиоактивными отходами.

Пренебрежение указанными проблемами является источником:

- существования неоправданных рисков вредного влияния ионизирующего излучения на человека и окружающую среду, связанных с уже накопленными в РК радиоактивными отходами;
- потенциального повышения радиационных рисков в будущем и возможного роста социально-психологического напряжения в обществе, связанных с намерениями развития в РК атомной энергетики;
- рисков для стойкого развития общества, связанных с потенциальными препятствиями в реализации Программы форсированного индустриального развития РК и перекладыванием экономического бремени обращения с радиоактивными отходами на будущие поколения;
- рисков ритмичного функционирования, недостаточностью финансовых средств, необходимых для эксплуатации РЦП РАО.

Учитывая указанный выше масштаб существующих проблем, их решение возможно путем системной реализации государственной политики в сфере обращения с РАО на основе разработки и внедрения долгосрочной Стратегии обращения с радиоактивными отходами.

Целью Стратегии должно являться завершение создания и обеспечение эффективного функционирования в РК целостной системы обращения с РАО, которая даст возможность достичь безопасного обращения (включая захоронение) с РАО всех типов и категорий, накопленных в предыдущие годы, возникающих в настоящее время и образующихся в будущем, при рациональном использовании финансовых, технических, и людских ресурсов, с учетом международного опыта.

Для создания такой системы самым важным является формирование организационно-правовых принципов и инфраструктуры (РЦП РАО), ко-

торые дают возможность осуществлять полный цикл обращения с радиоактивными отходами всех типов и категорий от момента их образования до захоронения. К основным элементам организационно-правовых принципов и инфраструктуры относятся:

- акты законодательства, нормы, правила и стандарты в сфере обращения с радиоактивными отходами;
- органы государственного управления в сфере обращения с радиоактивными отходами и органы государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности;
- специализированные предприятия, которые осуществляют кондиционирование, перевозку, хранение и захоронение радиоактивных отходов;
- оборудование и технологии для сбора, сортировки, переработки и упаковки радиоактивных отходов, транспортные средства и упаковочные комплекты для перевозки радиоактивных отходов;
- пункты для промежуточного хранения и захоронения радиоактивных отходов;
- механизм финансирования текущего обращения с радиоактивными отходами и эксплуатации хранилищ на всех этапах их жизненного цикла до снятия радиоактивных отходов из-под регуляторного контроля и создания новых предприятий для их переработки, хранения и захоронения.

В Республике Казахстан существует и поддерживается система регулирования безопасности обращения с отработавшим топливом и радиоактивными отходами на уровне министерств и других уполномоченных органов, обладающих соответствующими полномочиями на основании Положений и нормативно-правовых актов в области их компетенции. Статья 3 Закона «Об использовании атомной энергии» определяет, что одним из основных принципов государственной политики в области использования атомной энергии является обеспечение ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии. Закон «О радиационной безопасности населения» устанавливает, что основными принципами обеспечения радиационной безопасности являются (статья 3):

- принцип нормирования – не превышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения;
- принцип обоснования – запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным к естественному радиационному фону облучением;
- принцип оптимизации – поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц, при использовании любого источника ионизирующего излучения;
- принцип аварийной оптимизации – форма, масштаб и длительность принятия мер в чрезвычайных (аварийных) ситуациях должны быть оптимизированы так, чтобы реальная польза уменьшения вреда здоровью человека была максимально больше ущерба, связанного с ущербом от осуществления вмешательства.

При этом радиационная безопасность обеспечивается (статья 4):

- проведением комплекса мер правового, организационного, инженерно-технического, санитарно-гигиенического, профилактического, воспитательного, общеобразовательного и информационного характера;
- реализацией государственными органами Республики Казахстан, общественными объединениями, физическими и юридическими лицами мероприятий по соблюдению норм и правил в области радиационной безопасности;
- осуществлением радиационного мониторинга на всей территории республики;
- осуществлением государственных программ ограничения облучения населения от источников ионизирующего излучения;
- реализацией программ качественного обеспечения радиационной безопасности на всех уровнях осуществления практической деятельности с источниками ионизирующего излучения.

С развитием промышленности в Республике Казахстан будут увеличиваться добыча, переработка, использование урана, будет увеличиваться добыча нефти, газа и других полезных ископаемых, следовательно, будет увеличиваться и количество РАО и используемых в технологических процессах ИИИ. В перспективе планируется строительство АЭС и производство тепловыделяющих сборок, получение доступа к услугам по конверсии урана является одним из этапов реализации планов Казатомпрома по построению вертикально-интегрированной компании полного ядерного топливного цикла. Все это потребует в ближайшее время комплексного решения проблемы переработки и хранения РАО, что возможно реализовать созданием республиканского центра по переработке и длительному хранению РАО и ИИИ предприятий атомной отрасли и других отраслей промышленности Республики Казахстан.

Законом РК «Об использовании атомной энергии» установлено, что эксплуатирующая организация несет всю полноту ответственности за безопасность ядерной установки, источника ионизирующего излучения, пункта размещения, а также за надлежащее обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами. Ответственность за безопасность ядерной установки, источника ионизирующего излучения, пункта размещения сохраняется даже в случае прекращения действия лицензии до передачи указанных объектов другой эксплуатирующей организации или получения новой лицензии. Эксплуатирующая организация, в соответствии с Законом РК «Об использовании атомной энергии», – это организация, имеющая лицензию уполномоченного органа на осуществление деятельности по использованию атомной энергии.

Эксплуатирующая организация обязана:

- обладать необходимыми финансовыми, материально-техническими и людскими ресурсами, достаточными для обеспечения безопасности на всех этапах деятельности при использовании объектов атомной энергии;
- предусматривать меры и обеспечивать средства для выполнения работ, связанных с выводом из эксплуатации объектов использования атомной энергии, рекультивацией территории, захоронением ради-

оактивных отходов, ликвидацией последствий аварийных ситуаций, компенсацией вреда здоровью и жизни людей и окружающей среде, а также имуществу граждан и организаций.

Эксплуатирующая организация обеспечивает:

- использование ядерной установки, источника ионизирующего излучения и пункта размещения только для тех целей, для которых они предназначены;
- организацию и координацию разработки и выполнения программ обеспечения качества на всех этапах ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации ядерной установки, источника ионизирующего излучения и пункта размещения;
- разработку и реализацию мер аварийной готовности и противоаварийных мероприятий на ядерной установке, источнике ионизирующего излучения и пункте размещения, а также мер по снижению негативных последствий аварий для работников указанных объектов, населения и окружающей среды;
- учет индивидуальных доз работников объектов использования атомной энергии и реализацию их прав на компенсации.

Работы по организации приема отработавших ИИИ Казахстана начались в филиале ИАЭ НЯЦ РК в 1993 г. С учетом важности данной проблемы и реальности угрозы здоровью людей, в 1993 году Министерством науки и новых технологий было принято специальное решение о создании в ИАЭ НЯЦ РК хранилища отработавших закрытых ампульных ИИИ (АИИИ) на базе КИР «Байкал-1», расположенного на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона. Первая очередь технологического комплекса «Байкал-1» для хранения АИИИ была сдана в эксплуатацию в январе 1995 года (Акт инв. № 708 от 03.02.1995 г.). Хранилище первой очереди предназначено для размещения на длительное хранение отработавших АИИИ, доставленных от различных предприятий и научных учреждений Республики Казахстан.

Комплекс хранилища АИИИ включает в себя следующие сооружения и оборудование:

- радиационно-защитную камеру №1 (РЗК), предназначенную для идентификации АИИИ и их переупаковки;
- временное хранилище, используемое для временного размещения контейнеров с источниками, доставленных на КИР «Байкал-1»;
- промежуточное хранилище, используемое для временного хранения незаполненных чехлов с ампульными источниками;
- транспортно-технологическую систему (козловой кран, защитные контейнеры), при помощи которой осуществляются технологические операции по перемещению контейнеров с источниками, радиоактивными отходами и другого оборудования;
- хранилище – конечный пункт в технологической цепочке, в котором размещаются на долговременное хранение чехлы с источниками после их заполнения.

В настоящее время в хранилище КИР «Байкал-1» принято на хранение более 50 тысяч источников всех видов излучений, в том числе, высокоактивные онкологические кобальтовые источники.

Несмотря на достигнутые результаты, действующий комплекс по обращению с ампульными ИИИ позволяет решить лишь малую часть существующей в республике проблемы с РАО – утилизацию ИИИ, не входящих в состав крупногабаритных изделий. Проблемы с РАО, крупногабаритными установками излучения, радиоактивным металлическим ломом, ЖРО остаются не решенными. Так, например, в период с 1995г. по 2003 г. в хранилище КИР «Байкал-1» были приняты источники в составе изделий (стерилизаторы, установки радиохимического материаловедения, установки «Стебель», «Колос» и другие). Эти изделия в настоящее время хранятся в не разобранном состоянии. Подобные нестандартные установки находятся и в ряде других предприятий и учреждений.

Динамичное развитие экономики и рост благосостояния населения страны делает все более актуальным вопрос обеспечения возрастающих потребностей различных отраслей экономики в электрической и тепловой энергии. В числе важнейших направлений внутренней и внешней политики отмечена необходимость развития электроэнергетических ресурсов и создания основ атомной энергетики, что неизбежно повлечет образование радиоактивных отходов, которые затем можно будет направлять на переработку и последующее хранение в РЦП РАО.

Целью нового проекта является создание нового предприятия «Республиканского центра по переработке и длительному хранению РАО и ИИИ», предназначенного для переработки различных РАО, в том числе ИИИ с целью подготовки к длительному хранению и последующему захоронению, а также непосредственно длительного хранения на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1».

Реализация проекта РЦП РАО будет иметь как социальный, так и коммерческий эффект, вследствие снижения социально-психологического напряжения в обществе, связанного со снижением радиационных рисков в результате целенаправленной деятельности по изъятию и переработке РАО. В результате переработки ЖРО, сортировки и компактирования ТРО будут снижены объемы РАО, накопленные в настоящее время в отстойниках и временных хранилищах, а также на загрязненных территориях.

Количественные и качественные показатели без лишней конкретизации позволяют оценить масштабы планируемых улучшений. При этом ожидаемые результаты можно разделить на две группы – имеющие четкие количественные показатели и таковых не имеющие.

Результаты, имеющие четкие количественные и качественные показатели:

- ввод в эксплуатацию комплекса по переработке РАО, в том числе ТРО – 1200 тонн в год, ЖРО – 200 тонн в год, ИИИ – 5000 штук в год;
- ввод в эксплуатацию второй радиационно-защитной камеры, позволяющей осуществлять операции по изъятию высокоактивных ИИИ из нестандартных облучательных и экспериментальных устройств;
- ввод в эксплуатацию хранилища радиоактивных отходов объемом 9000 м³;
- создание новых рабочих мест;
- создание технологий переработки и объектов хранения РАО и базы для внедрения технологических решений по захоронению РАО;
- предотвращение прямых и косвенных экономических потерь за счет исключения радиационных аварий;

- снижение количества заболеваний населения вследствие уменьшения радиационных воздействий;
- внесение существенного вклада в улучшение экологической обстановки в регионе и в Казахстане в целом;
- преодоление радиофобии населения и снижение негативного отношения населения к вопросам развития атомной энергетики, в частности, к строительству АЭС.
- Результаты, не имеющие четких количественных и качественных показателей:
- оживить инвестиционные процессы;
- сохранить имеющийся научно-технический потенциал, соответствующий требованиям высоких технологий;
- более полно использовать сохранившуюся материально-техническую базу РГП НЯЦ РК;
- обеспечить лучшие условия ведения хозяйственной деятельности для предприятий, выпускающих наукоемкую продукцию.

Наиболее оптимальным и экономически целесообразным является создание РЦП РАО на базе комплекса исследовательских реакторов (КИР) «Байкал-1» филиала «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК (Филиал ИАЭ НЯЦ РК). Филиал ИАЭ НЯЦ РК имеет достаточно развитую инфраструктуру для обращения с РАО и ИИИ, куда входят:

- удаленный охраняемый комплекс «Байкал-1», оснащенный для проведения работ с ядерными материалами (ЯМ), источниками ионизирующего излучения и радиоактивными веществами;
- научно-исследовательские подразделения;
- проектно-конструкторский отдел;
- опытное производство (экспериментально-механический цех);
- экспериментальные технологические стенды;
- действующее хранилище отработавших ИИИ, где производится прием на долговременное хранение ИИИ со всей территории Республики Казахстан;
- сооружения, предназначенные для работы с ЯМ и РАО;
- радиационно-защитная камера №1 для обращения с высокоактивными ИИИ, РАО и ЯМ, находящимися в установках и контейнерах малых габаритов;
- недостроенная радиационно-защитная камера №2 для работы с крупногабаритными изделиями;
- свободные железобетонные сооружения, пригодные для работ с РАО и ИИИ;
- современные средства связи;
- современная компьютерная база (локальная сеть, связывающая более 200 ПК с выходом в Интернет).

РГП НЯЦ РК располагает высококвалифицированным персоналом, имеющим необходимый опыт обращения с РАО, ИИИ и ЯМ, опыт разработки проектов по обращению с РАО.

В 2005-2006 гг. было разработано и утверждено в соответствии с законами РК ТЭО проекта «Создание радиационно-защитной камеры (РЗК) и пункта длительного хранения (ПДХ) на комплексе исследовательских

реакторов «Байкал-1» ДГП Институт атомной энергии Республиканского государственного предприятия Национальный ядерный центр Республики Казахстан». Однако, за время, прошедшее с момента разработки и утверждения исходного ТЭО (2005-2006 гг.), направленного на создание радиационно-защитной камеры и пункта хранения, изменилась законодательная база РК, а также политическая ситуация, связанная с принятием Правительством РК Программы, поставившей перед отраслью более широкий спектр задач в области снижения радиационной нагрузки на население и окружающую среду, изменилась экономическая ситуация, связанная с экономическим кризисом, изменением курсовой разницы и инфляционными процессами. Все это потребовало корректировки исходного ТЭО. Такая корректировка была произведена в течение 2015 года. В настоящее время разработано ТЭО «Создание Республиканского центра по переработке и длительному хранению РАО и ИИИ», в рамках которого предусматривается создание не только РЗК и ПДХ, но и комплекса по переработке РАО и ИИИ.

При выборе технологии переработки ТРО и ЖРО был произведен анализ способов переработки и хранения РАО в экономически развитых странах, из чего сделан вывод, что наибольшее применение находят следующие технологии: прессование, сжигание, сорбция, фильтрация, цементирование, выпаривание, остекловывание.

Наиболее применяемые технологии переработки РАО можно рассмотреть на примере России, рисунок 3.35.

Анализируя гистограмму, были выбраны наиболее «зрелые» распространённые технологии: цементирование, прессование, сжигание, сорбция, мембраны, глубокая упарка и остекловывание. В результате подробного рассмотрения технологических решений на всех стадиях процесса переработки РАО (твёрдых и жидких) была обоснована и выбрана схема обращения РАО, которая приведена на рисунке 3.36.

Исходя из количества РАО, накопленных за многие годы, и ожидаемого количества вновь образующихся РАО, оцениваемого из мощности закладываемого производства, представленного в откорректированном ТЭО, и обеспечения ресурсами, годовой объём РАО и ИИИ, которые РЦП РАО сможет принимать на переработку и длительное хранение, составляет:

источники ионизирующего излучения	5000 штук (перерабатываются в радиационно-защитной камере);
твёрдые РАО	200 тонн (перерабатываются в пункте переработки РАО, в том числе - 20 тонн высокоактивных РАО в радиационно-защитной камере);
жидкие РАО	200 тонн (перерабатываются в пункте переработки РАО);
ёмкость хранилища РАО 1	8000 тонн,
суммарная активность	$1,7 \times 10^{14}$ Бк;
ёмкость хранилища сооружения 357	суммарная активность $1,5 \times 10^{16}$;
ёмкость хранилища сооружения 313	суммарная активность $7,5 \times 10^{15}$.

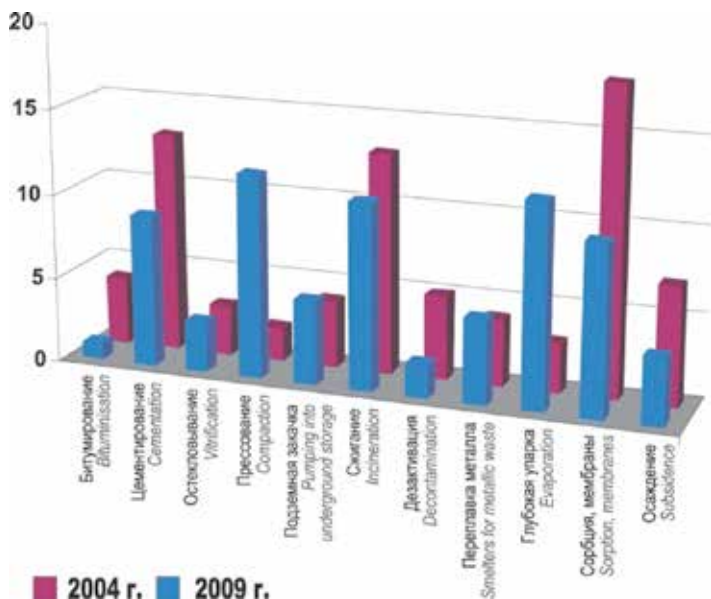


Рисунок 3.35. Объемы переработки РАО в РФ с применением различных технологий

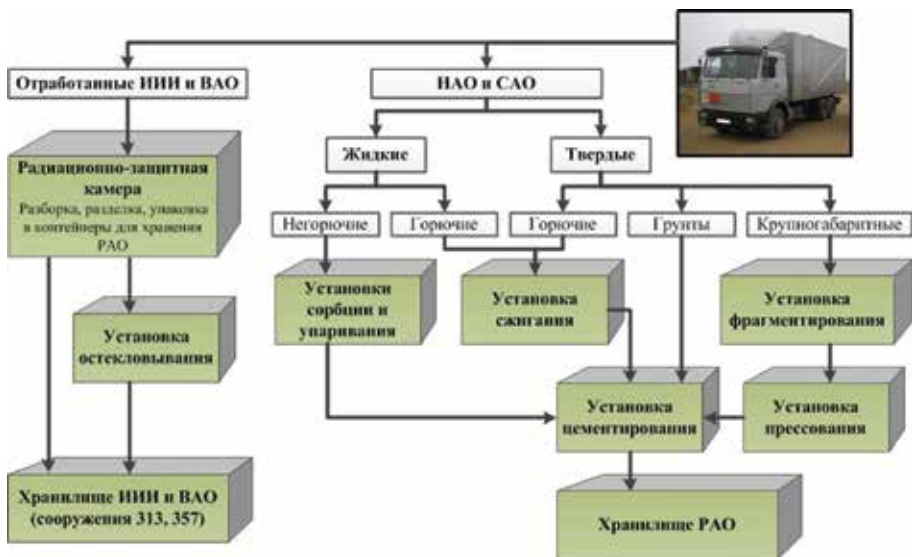


Рисунок 3.36. Принципиальная схема обращения РАО

Генеральный план РЦП РАО на КИР "Байкал-1" представлен на рисунке 3.37.

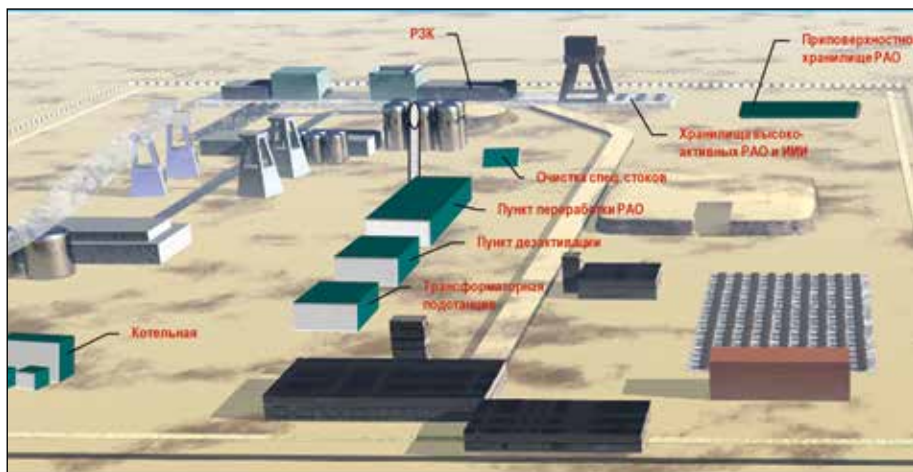


Рисунок 3.37. Генеральный план РЦП РАО на КИР «Байкал-1»

В настоящее время проект ТЭО «Создание Республиканского центра по переработке и длительному хранению РАО и ИИИ» передан в МЭ РК для прохождения отраслевой экспертизы.

3.7 Проблема модернизации реакторов РГП НЯЦ РК

Уровень развития ядерной техники и технологии является одним из важнейших показателей научно-технического и промышленного потенциала государства, в значительной степени определяющим его стратегическую значимость и политический вес. Однако создание технической базы для развития ядерных технологий требует колоссальных финансовых и интеллектуальных вложений, что под силу далеко не всем развивающимся странам. В Республике Казахстан такая база была создана во второй половине XX века. Ее ключевыми элементами являются исследовательские ядерные установки, находящиеся в настоящее время в ведении Национального ядерного центра Республики Казахстан (НЯЦ РК) – реакторные комплексы «Байкал-1» и ИГР на территории бывшего Семипалатинского ядерного полигона. Эти установки выполняют несколько значимых для независимого государства функций, к важнейшим из которых можно отнести следующие:

Эксплуатация действующих ядерных установок – обязательное условие поддержания и развития ядерных компетенций страны и укрепления кадрового потенциала ядерной отрасли республики. Это не только инженеры-операторы ядерных установок, но и специалисты по ядерной безопасности, дозиметрии и радиационной защите, физики-расчетчики, экспериментаторы, специалисты по эксплуатации специальных технологических систем, по обращению с ядерными материалами, свежим и отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами,

специалисты-эксперты в области нераспространения оружия массового поражения и пресечения незаконного оборота ядерных материалов. Такие кадры необходимы для решения множества задач, стоящих перед отраслью, и, прежде всего, для планируемого развития атомной энергетики как полноценного элемента энергетического сектора национальной экономики. Стратегическое значение имеет и сохранение существующего уровня экспериментальных исследований в ядерной области, что также требует наличия действующих ядерных установок.

Наличие базы для реакторных испытаний материалов и компонентов перспективных ядерных энергетических установок необходимо для самостоятельного развития атомной энергетики и урановой промышленности Республики Казахстан. Возможность проведения реакторных испытаний новых видов ядерного топлива, производимого в Казахстане, в перспективе существенно усилит позиции урановой отрасли республики. В настоящее время ядерные и неядерные установки и высокий профессионализм научного и эксплуатирующего персонала РГП НЯЦ РК получили международное признание, которое выражается в постоянном наличии коммерческих контрактов с ведущими исследовательскими организациями мира на проведение экспериментально-теоретических исследований по направлениям обоснования безопасности атомной энергетики.

Существует еще целый ряд важных для экономики республики перспективных направлений использования ядерных установок РГП НЯЦ РК. При этом, полноценно функционирующие ядерные установки, как показывает мировой опыт, служат катализатором развития множества различных отраслей. Несмотря на то что эксплуатация исследовательских ядерных установок нигде в мире не является самокупаемой, даже с учетом выполняемых контрактных работ и производимой продукции, их финансирование из средств государственного бюджета в промышленно развитых странах рассматривается как эффективные государственные инвестиции в развитие национальной экономики.

Таким образом, поддержание комплексов исследовательских реакторов в работоспособном состоянии, соответствующем современным требованиям эффективности и безопасности их эксплуатации, является актуальной и важной задачей государственного масштаба.

3.7.1 Текущая и перспективная востребованность исследовательских реакторов

Как сказано в предыдущих разделах, на комплексах исследовательских реакторов «Байкал-1» и ИГР были реализованы уникальные исследовательские программы, включая испытания твэлов и ТВС реакторов различного назначения, модулей и прототипов реакторов ядерных ракетных двигателей (ЯРД) и ядерных энергодвигательных установок (ЯЭДУ) для космической электроэнергетики, и др. В настоящее время на реакторах НЯЦ РК выполняются работы в поддержку проекта ИТЕР, а также эксперименты в обоснование безопасности объектов ядерной техники и, в первую очередь, перспективных энергетических реакторов; работы по изучению процессов ядерной накачки газоразрядных лазеров; осу-

ществляется подготовка к экспериментальным исследованиям по проектам MYRRHA и ASTRID и многое другое. Исторический, а в большей степени, современный опыт успешной эксплуатации ядерных установок и высококачественной реализации на них исследовательских программ служит катализатором формирования положительного имиджа НЯЦ РК и определяет постоянный интерес к НЯЦ не только традиционных, но и потенциальных научных партнеров. В свою очередь, НЯЦ РК прилагает постоянные усилия к расширению направлений научно-экспериментальной деятельности с применением своей экспериментальной базы. Рассмотрим некоторые из этих возможных применений экспериментально-теоретического потенциала НЯЦ РК.

Космос

С известной периодичностью обновляется идея возврата к истокам создания комплексов исследовательских реакторов РГП НЯЦ РК. Это идея применения ядерных энергоустановок в космосе – от бортовых источников энергии до ядерных ракетных двигателей.

Следует отметить, что в процессе создания комплексов исследовательских реакторов, ныне принадлежащих РГП НЯЦ РК, а также в процессе проведения работ по созданию ядерного ракетного двигателя (рисунок 3.38) были достигнуты выдающиеся результаты, никем не превзойденные до настоящего времени: «Проведено более полутора десятков натурных испытаний на реакторе ИВГ-1, и получены следующие результаты: мак-



Рисунок 3.38. Ядерный ракетный двигатель РД-0410 (по другой системе обозначений 11Б91), который мог бы совершить своей первый космический полет примерно в 1985 году

симальная температура водорода – 3100 К, удельный импульс – 925 сек, удельное тепловыделение до 10 МВт/л, общий ресурс более 4000 сек при последовательных 10 включениях реактора. Эти итоги значительно превосходят американские достижения на графитовых зонах» [54].

Специалисты отмечают, что до сих пор экспериментальная база РГП НЯЦ РК является уникальным средоточием экспериментальных установок и технологий, имеющим важное значение для продолжения работ в области применения ядерной энергии в космосе, в частности ядерных ракетных двигателей: «Хотя дальнейшее развитие таких ЯРД было приостановлено, полученные достижения являются уникальными не только в нашей стране, но и в мире. Это неоднократно подтверждено в последние годы на международных симпозиумах по космической энергетике, а также на встречах отечественных и американских специалистов (на последних было признано, что реактор-стенд ИВГ – единственный на сегодня в мире работоспособный испытательный аппарат, который может сыграть важную роль в экспериментальной отработке ТВС и атомных ЭДУ)» [54].

Какие же «атомные» программы космического назначения могли бы решаться с использованием реакторных установок РГП НЯЦ РК?

Один из обсуждаемых в настоящее время вариантов применения ядерных энергоустановок в космосе состоит в том, чтобы использовать их для противометеоритной защиты человечества. Актуальность этой работы показало падение на Землю «челябинского метеорита», наделавшего много шума в мире [55].

Обсуждаются различные способы решения проблемы борьбы с метеоритной угрозой. Опасность может быть исключена путем изменения орбиты угрожающего Земле космического объекта за счет разового динамического [56] или длительного воздействия, которое может осуществляться ракетным двигателем, закрепленным на объекте, «солнечным парусом» [57] и т.д. На полное уничтожение космического объекта направлены разработки лучевого оружия, например, гамма-лазеров невероятной мощности, способных полностью уничтожить объекты диаметром в несколько сотен метров [58].

С 2010 года Роскосмос и Росатом проводят исследования по разработке транспортно-энергетического модуля (ТЭМ) с космической ядерной энергодвигательной установкой (ЯЭДУ) мегаваттного класса [59]. Цель проекта – создание энергодвигательной базы и на ее основе новых космических средств высокой энерговооруженности для осуществления амбициозных программ изучения и освоения космического пространства. Данные средства дают возможность реализации экспедиций в дальний космос, более чем 20-кратный рост экономической эффективности космических транспортных операций и более чем 10-кратное увеличение электрической мощности на борту космических аппаратов. Головной организацией, отвечающей за разработку собственно ядерного реактора, является Научно-исследовательский и конструкторский институт энергетических технологий (НИКИЭТ), входящий в систему Росатома. В кооперацию также включены Подольский научно-исследовательский технологический институт НИИ НПО «Луч», РНЦ «Курчатовский институт», Физико-энергетический институт в Обнинске, НИИ атомных реакторов

(НИИАР) и ряд других предприятий и организаций. По контуру циркуляции рабочего тела многое сделали Центр Келдыша, КБ химического машиностроения и КБ химической автоматики. К разработке генератора подключен Институт электромеханики [54].

Очевидно, что новые задачи в космосе – задачи антиастероидной защиты Земли, задачи создания космических аппаратов высокой энерговооруженности, создания опорных космических станции, по крайней мере, на лунной орбите, с длительным маршевым и маневренным ресурсом для активного, а не инерционного подлета к угрожающему объекту в дальнем космосе невозможно решить на «керосинках» – традиционных химических ракетных двигателях.

В этой связи стендовый комплекс «Байкал-1» рассматривается в профессиональной среде России как потенциальная база для решения задач отработки ядерных установок космического назначения, в частности для определения диффузионных характеристик газовых и низкотемпературных продуктов деления, импульсных испытаний твэлов в исследовательском реакторе ИГР, испытаний в целях исследований циклической термостойкости модулей активной зоны и т.д.

При этом российские эксперты, как уже говорилось выше, считают, что «Байкал-1» является единственным в мире реакторным комплексом, способным обеспечить условия для воспроизведения реальных рабочих режимов в реальном технологическом исполнении ТВС ЯРД в случае выполнения модернизации оборудования и доработки технологий для решения, в основном, проблем закрытого выхлопа, интенсификации и замыкания водяного контура охлаждения. При этом речь идет не только о реакторе ИВГ.1М, но и о повторном вводе в эксплуатацию реактора на 2-ом рабочем месте – реактора ИРГИТ.

Отработка новых образцов реакторной техники по темам водородной энергетики, технологий высокотемпературных реакторов

В последние годы возрос интерес к использованию водорода в качестве высокоэффективного энергоносителя. Расширенное производство водорода из неорганических и органических соединений в значительной мере связано с использованием атомной энергии, и в том числе на основе термодинамических и химических процессов на основе высокопотенциального тепла (с температурой более 700 °С), вырабатываемого в высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах. В этой связи для Казахстана представляет интерес участие в проектах разработки высокотемпературных реакторов. Реактор ИВГ.1 Института атомной энергии НЯЦ РК в советское время использовался для испытаний компонентов высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов и может обеспечить вхождение Республики Казахстан в международные проекты по высокотемпературной энергетике. Реактор ИВГ.1М позволит выполнить экспериментальную отработку элементов технологии получения водорода с использованием высокопотенциального реакторного тепла при условии создания на реакторе петлевого газоохлаждаемого устройства. Кроме этого, на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона может быть размещен демонстрационный модуль такого высоко-

температурного реактора, в частности, на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1».

Использование ядерного реактора в технологии получения водорода является перспективным для всех известных способов его промышленного получения. С помощью ядерного реактора обеспечивается наименьший уровень выброса парниковых газов, и, напротив, наибольший уровень выхода водорода как конечного продукта.

Еще одной целью возможных исследований на реакторе ИВГ.1М в данном направлении является определение выхода продуктов деления из топливных композиций перспективных газоохлаждаемых реакторов, определение коррозионной стойкости применяемых в топливе материалов к рабочим газовым компонентам при требуемых температурах и достаточно большой длительности работы реактора, определение изменения механических и геометрических параметров топлива.

Условия, при которых могут быть выполнены такие исследования – возможность реализации стационарных режимов работы реактора с продолжительностью от нескольких дней и до нескольких месяцев при мощности реактора около 10 МВт и, кроме того, наличие систем рабочих тел с оборудованием для охлаждения, очистки от продуктов деления и обеспечения повторного использования рабочих компонент.

Обеспечение далеко не полного перечня условий выполнения широкомасштабных исследований, перечисленных выше, может быть достигнуто только в итоге глубокой модернизации реакторных установок РГП НЯЦ РК [60].

Атомная энергетика

Развитие реакторных технологий будет неизбежно сопровождаться разработками и испытаниями реакторного топлива. Необходимость таких разработок определяется задачами улучшения эксплуатационных и экономических показателей АЭС и задачами создания новых перспективных видов топлива для инновационных ядерных реакторов Поколений III+ и IV.

Для реакторов Поколений II и III, в основном, решены проблемы длительной эксплуатационной надежности твэлов и топливных композиций (топливных таблеток) в условиях нормальной эксплуатации. Вместе с тем, некоторые вопросы работоспособности топлива в переходных и в аварийных режимах работы активной зоны остаются открытыми и требуют проведения дальнейших исследований. Можно ожидать, что после аварии на АЭС «Фукусима-1» получат новый импульс исследования поведения топлива в условиях аварий с осушением и повторным заливом активной зоны водой, а также в условиях охлаждения активной зоны паром, когда происходит интенсивное окисление оболочек с выделением водорода. Для условий нормальной эксплуатации актуальными остаются исследования, направленные на увеличение выгорания топлива, снижение его эксплуатационной температуры, уменьшение газовыделения и др.

Для топлива реакторов Поколений III+ и IV будут использованы как наработки, накопленные при создании топлива для реакторов предыдущих поколений, так и новые решения, направленные на увеличение продолжительности кампании и повышение эффективности ис-

пользования делящихся изотопов, и, в конечном счете, – на увеличение КИУМ и улучшение экономических показателей АЭС [61].

В вопросах совершенствования реакторного топлива национальные интересы Казахстана состоят в том, чтобы за счет создания новых образцов топлива с повышенными эксплуатационными характеристиками, привлекательными для разработчиков АЭС и эксплуатирующих организаций, обеспечить выход на мировой рынок топлива.

Эта цель может быть достигнута в результате концентрации усилий на обеспечении возможности длительного облучения топлива в составе активной зоны при гарантированном сохранении работоспособности топлива в течение всего периода эксплуатации, а также на поиске резервов, выявлении запасов в конструктивном оформлении топлива, внесении изменений в структуру и состав используемых материалов [61].

Для того чтобы осуществить, по сути, прорывной выход казахстанского ядерного топлива на мировой рынок урановой продукции, необходимо в полной мере обеспечить соответствие качества этой продукции современным международным стандартам и требованиям. В этой связи должно быть обеспечено функционирование экспериментальной базы, ориентированной на решение специфических задач по разработке топлива и его аттестации и сертификации.

В Казахстане деятельность по разработке новых видов реакторного топлива и технологий его производства осуществляется АО «Ульбинский металлургический завод» НАК «Казатомпром». Эти разработки базируются на опыте длительного производства топлива для реакторов типа ВВЭР и РБМК и опираются как на традиционные технологические решения, собственные корпорации ТВЭЛ (Россия), так и на собственные новейшие и оригинальные результаты, полученные в урановой лаборатории ЦНИЛ УМЗ. При этом, несмотря на наличие в Казахстане трех действующих исследовательских реакторов, программа ресурсных испытаний топлива реализовывалась на реакторе HRP (Халден, Норвегия), входящем в состав экспериментальных установок Агентства по атомной энергии Организации Экономического Сотрудничества и Развития (NEA OECD). Такой выбор объясняется тем, что, с одной стороны, исследовательские реакторы и экспериментальная база НЯЦ РК, в целом, не могут обеспечить возможность проведения всех необходимых исследований (в частности, имитационных ресурсных испытаний), и, с другой стороны, эта экспериментальная база, изначально не предназначенная для сертификационных исследований топлива, практически не оснащена современным специфическим исследовательским оборудованием, которое традиционно используется при проведении испытаний топлива.

В случае развертывания масштабной национальной программы производства топлива для международного рынка, предварительно необходимо обеспечить условия для оптимизации его эксплуатационных характеристик до уровня, более высокого, чем таковой у штатной продукции известных мировых производителей ядерного топлива (таких как AREVA, Westinghouse, GNF, GE-Electric, ТВЭЛ и пр.).

Реализация такого прорывного проекта возможна усилиями объединенных действий НАК «Казатомпром» в лице АО «УМЗ» и НЯЦ, в которой УМЗ будет определять стратегию разработки и производства новых, перспективных видов топлива, а НЯЦ, как неотъемлемое звено этой стратегии, участвуя в разработке нового топлива, будет, в основном, обеспечивать проведение комплексных реакторных испытаний, без которых немыслима сертификация любого реакторного топлива для международного рынка.

Нельзя не подчеркнуть, что возможность обеспечения усилиями НЯЦ РК экспериментальной поддержки программы разработок новых видов топлива во многом определяется имеющимся в НЯЦ РК кадровым составом. Высокий уровень квалификации персонала НЯЦ РК подтверждается результатами организации и проведения работ по исследованиям поведения топлива перспективного реактора на быстрых нейтронах, выполняемых по контракту с Японским агентством по атомной энергии (JAEA). Результаты этих исследований признаны соответствующими современному уровню знаний в области исследований реакторного топлива. Следует отметить, что методической базой подготовки и выполнения этого проекта является опыт испытаний одиночных модельных твэлов энергетических реакторов (в основном, реакторов типа ВВЭР), которые проводились в 80-х годах прошлого века для обоснования предельных режимов их эксплуатации. В НЯЦ РК сохранились традиции и знания, необходимые для проведения таких исследований, и существует возможность возобновления внутриреакторных и вне реакторных экспериментов с топливом энергетических реакторов.

Однако необходимо признать, что использовавшиеся в прошлом экспериментальные устройства, средства измерения параметров и методики проведения экспериментов морально и физически устарели и не соответствуют современным представлениям о необходимом технико-методическом оснащении. В этой связи высокое качество упомянутых выше результатов исследований топлива перспективного реактора на быстрых нейтронах было достигнуто, в основном, благодаря высокому профессионализму персонала НЯЦ РК.

Но для реализации программы обеспечения прорывного выхода модифицированных и новых видов топлива производства УМЗ, включая оснащенные этим топливом твэлы и ТВС для инновационных реакторов Поколений III+ и IV, на международный рынок урановой продукции, недостаточно одного лишь высокого мастерства специалистов НЯЦ РК. Необходимо выполнение комплекса мероприятий, в результате которых будет обеспечено формирование организационно-технических и методических условий для проведения всесторонних исследований новых видов реакторного топлива в Казахстане, а также подготовка квалифицированного персонала для выполнения этих исследований.

Одним из необходимых условий достижения этой цели является модернизация экспериментальной базы [60], результатом которой должно стать радикальное улучшение методических подходов и технических характеристик экспериментальных устройств, систем измерения их параметров, соответствующих уровню мировых показателей в соответствующей области.

3.7.2 Инвестиционный проект «Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»

Инвестиционный проект «Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» направлен на расширение технических и экспериментальных возможностей реакторных комплексов и на обеспечение выполнения на современном уровне широкого спектра исследований и разработок в области ядерных технологий, в том числе, связанных с развитием атомной энергетики в Республике Казахстан, а также с реализацией программ международного научно-технического сотрудничества Республики Казахстан в области мирного использования атомной энергии [60].

Модернизированная база исследовательских реакторов ИАЭ будет являться инструментом, обеспечивающим представительную проверку идей и технических решений, направленных на создание экономически эффективной, безопасной атомной энергетики. Для обеспечения подлинной экономической эффективности и безопасности атомной энергетики необходима разработка многих альтернативных направлений с проверкой их на практике.

Помимо задач в поддержку развития атомной энергетики, реакторы ИАЭ смогут выполнять и многие сопутствующие задачи, например, по медицинским исследованиям.

Важной особенностью Проекта модернизации является тот факт, что для его реализации требуется не создание в полном объеме реакторных комплексов, а модернизация существующих комплексов с реакторами, имеющими потенциально высокие характеристики, требуемые для работ по поддержке развития атомной энергетики 21 века.

Комплекс исследовательского реактора ИГР

Основная цель создания реактора ИГР, инициатива решения о строительстве которого принадлежала замечательному советскому физико-академику И.В. Курчатову, заключалась в исследовании динамики и безопасности реакторов при введении большой реактивности, изучении быстропротекающих физических и тепловых процессов в ядерных реакторах, испытании топлива, материалов и конструкций различных объектов ядерной техники.

История реактора ИГР начинается с постановления ЦК КПСС и СМ СССР за № 518-246 от 13 мая 1958 года, согласно которому предусматривалось «... построить на объекте №905 Министерства обороны (Семипалатинский испытательный полигон) экспериментальную установку с высокотемпературным гомогенным графитовым реактором».

Создание реактора ИГР в кратчайшие сроки позволило уже в 1961 году начать экспериментальные исследования динамики импульсных реакторов, а с 1962 года приступить к исследованиям поведения топливных и конструкционных материалов перспективных реакторных установок, в том числе ЯРД – ядерного ракетного двигателя.

Среди действующих в мире импульсных реакторов большой интегральной мощности реактор ИГР до настоящего времени является луч-

шим по своим характеристикам. Реактор обладает наибольшим энерговыделением в активной зоне – 5,2 ГДж, которому соответствует флюенс тепловых нейтронов $3,7 \times 10^{16}$ см⁻² в значительной по объему (228x3825 мм) рабочей полости центрального экспериментального канала.

Большая часть проведенных исследований и испытаний на реакторе ИГР осуществлялась по следующим основным направлениям:

- исследования термостойкости ядерного топлива по программе создания ядерного ракетного двигателя (ЯРД);
- отработка режимов запуска наземных прототипов ЯРД;
- исследования радиационной стойкости электронной аппаратуры и элементов автоматики воздушных и космических летательных аппаратов;
- исследования процессов ядерной накачки лазерно-активных сред и отработка газодинамических лазерных установок;
- определение пределов работоспособности твэлов и ТВС с топливом разного компонентного состава и назначения.

В настоящее время наиболее значимые результаты на реакторе ИГР получены в работах по моделированию и изучению процессов, сопровождающих все стадии развития тяжелых аварий на энергетических ядерных реакторах с плавлением активной зоны, проводимые в сотрудничестве с японскими энергетическими компаниями и научно-исследовательскими организациями. Конечная цель этого долгосрочного проекта – обоснование концепции безопасности разрабатываемого в Японии энергетического реактора на быстрых нейтронах.

Несмотря на активное использование реактора ИГР к настоящему времени часть оборудования, аппаратуры и приборов, которыми укомплектована реакторная установка и ее технологические системы, физически и морально устарели. Поэтому для продолжения надежной и безопасной эксплуатации реактора ИГР, расширения его экспериментальных и эксплуатационных возможностей настоятельно требуется проведение их модернизации.

Применительно к комплексу исследовательского реактора ИГР (КИР ИГР) модернизации подлежат следующие основные системы и элементы оборудования:

- система технологического контроля реактора ИГР (СТК ИГР), включающая в себя каналы контроля температуры активной зоны и каналы контроля параметров газовой полости реактора и его технологических контуров;
- система технологического контроля стендового комплекса реактора ИГР (СТК СК ИГР), включающая в себя каналы измерения, контроля и регистрации параметров (температура, давление, расход и др.) систем пневмогидравлического стенда и петлевых установок реактора, а также объектов испытаний;
- приборно-аппаратурный парк систем управления и защиты (СУЗ) реактора, дозиметрического контроля (ДК), газового анализа и жизнеобеспечения (ГА и ЖО), системы автоматического управления (САУ), систем связи (административно-хозяйственной, громкоговорящей, оповестительной) комплекса, а также системы электроснабжения реакторного комплекса;

– агрегаты, оборудование и арматура систем инженерного обеспечения реакторного здания – тепловодоснабжения, вентиляции и канализации. Одной из задач предлагаемой модификации является унификация, по возможности, элементной базы и оборудования систем СТК, СУЗ и САУ комплекса ИГР.

Экспериментальное устройство – неподвижная ампула (НА-228), являясь элементом нормальной эксплуатации, важным для безопасности, и элементом безопасности, формирует экспериментальную полость реактора ИГР, в которой размещаются объекты испытаний (облучательные устройства). В конструкторской документации срок службы НА-228 не определен. Однако, принимая во внимание, что неподвижная ампула находится в эксплуатации более 25 лет и один раз подвергалась ремонту, изготовление нового комплекта НА-228 становится крайне необходимым для выполнения программ реакторных исследований по определению пределов работоспособности твэлов и ТВС, предназначенных для использования в будущих перспективных ядерных энергетических установках Республики Казахстан, а также по контрактам с зарубежными компаниями (в частности, с японским Агентством JAEA).

Объектами капитального строительства, предполагаемыми к сооружению в процессе модернизации реактора ИГР и его технологических систем, являются компрессорная станция (газообразный водород) и радиационно-защитная («горячая») камера (РЗК). Наличие на КИР ИГР «горячей» камеры позволит:

- исключить транспортировку облученных (радиационно-опасных) крупногабаритных (диаметр – до 600 мм, длина – до 6000 мм) объектов испытаний, содержащих ядерное топливо, в радиационно-защитную камеру КИР «Байкал-1» (расстояние ~110 км);
- сократить время между реакторными испытаниями и послереакторными исследованиями;
- сократить трудозатраты и, соответственно, себестоимость работ;
- повысить интенсивность реакторных испытаний, учитывая ограниченный объем хранилища для облученных объектов испытаний на КИР ИГР.

Создание компрессорной станции позволит производить компремирование (перекачку) газообразного водорода из транспортных баллонов в баллоны-аккумуляторы высокого давления ($P_{\text{раб}} \leq 40$ МПа) сооружения 9Г КИР ИГР и обеспечить проведение испытаний твэлов и ТВС энергодвигательных ядерных установок космического назначения с использованием водорода в качестве теплоносителя (например, ТВС ядерного ракетного двигателя).

Предполагаемая модернизация систем реакторного комплекса ИГР не нарушает структуру технологических связей между ними, а предлагаемые к внедрению современные оборудование и аппаратура технологически полностью совместимы с находящимся в эксплуатации и не подлежащему замене оборудованием.

Проект модернизации исследовательского реактора ИГР и его технологических и вспомогательных систем обеспечен необходимой инфраструктурой, т.е. имеющиеся в наличии транспортные средства, дороги,

транспортные подъезды, складские помещения, системы энерго-, тепло-, водоснабжения и канализации достаточны для его реализации.

Технические риски при осуществлении проекта модернизации систем КИР ИГР представляются минимальными, поскольку технические решения, заложенные в проекте, вполне реализуемы, причем в большей своей части силами специалистов РГП НЯЦ РК или других предприятий страны.

Выполнение работ в объеме предлагаемой модернизации позволит сделать комплекс ИГР незаменимым инструментом на мировом рынке услуг в области исследований безопасности действующих и перспективных ядерных энергетических установок и позволит Казахстану полноправно участвовать в международной кооперации работ по испытанию перспективных материалов и компонентов ЯЭУ.

Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1». Реактор ИВГ.1М

Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1» создавался как специализированная база для полномасштабных реакторных испытаний твэлов, теплоделяющих сборок (ТВС), модулей активных зон, прототипов ЯРД и, собственно, ЯРД с использованием жидкого и газообразного водорода.

Действующий в настоящее время исследовательский водоохлаждаемый реактор ИВГ.1М, на котором возможно проведение широкого спектра экспериментальных исследований для различных областей ядерной науки и техники, создан в результате модернизации эксплуатирующегося с 1975 года реактора ИВГ.1. Целью проводимой в конце 80-х годов модернизации реактора ИВГ являлось расширение функциональных возможностей реактора, обеспечение возможности проведения петлевых испытаний газо- и водоохлаждаемых ТВС реакторов различного назначения, повышение экологической безопасности реакторных испытаний, реконструкция системы водяного охлаждения реактора (для увеличения длительности единичного эксперимента) и создание более эффективной системы аварийного охлаждения реактора (САОР). В результате первого этапа модернизации, завершено в 1990 г., активная зона реактора была укомплектована 30-ю водоохлаждаемыми каналами (ВОТК), расположенными в кольцевых рядах активной зоны. Была проведена также частичная реконструкция системы охлаждения реактора, в результате которой обеспечивалась возможность подачи воды на охлаждение ВОТК, и частично модернизирована САОР. Дальнейшие работы по программе модернизации были прекращены в связи с изменением экономической и политической ситуации в СНГ в первой половине девяностых годов прошлого века. В этой связи, остались нереализованными несколько перспективных проектов

Целью предстоящей модернизации является повышения безопасности испытаний и расширение экспериментальных возможностей реактора. Основными задачами модернизации реактора ИВГ 1М можно считать следующие:

- обеспечение возможности ресурсной отработки ядерного топлива для региональной ядерной энергетики;
- сохранение имеющейся возможности проведения испытаний и исследований элементов и узлов объектов наземной и космической ядерной энергетики.

Кроме того, одной из задач модернизации является замена высокообогащенного ядерного топлива (90 % по урану-235) низкообогащенным (не более 20 % по урану-235), что определяется требованиями по соблюдению режима нераспространения делящихся материалов.

В состав работ по модернизации на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1» включено следующее:

- создание новой активной зоны для реактора ИВГ.1М;
- модернизация штатной системы охлаждения реактора для увеличения продолжительности непрерывной работы реактора;
- реконструкция системы аварийного охлаждения реактора (САОР);
- создание петлевой установки для испытаний водоохлаждаемых тепловыделяющих сборок энергетических реакторов;
- создание газовой петлевой установки для испытания газоохлаждаемых твэлов и ТВС различного назначения и отработки технологий получения водорода;
- модернизация ИИС реакторного комплекса;
- модернизация в необходимом объеме обеспечивающих систем КИР «Байкал-1» – энергетической, связи, вентиляции, канализации и т.п.

Кроме того, рассматривается возможность оснащения реактора ИВГ.1М системой закрытого выхлопа, которая позволит обеспечить экологическую безопасность крупномасштабных испытаний газоохлаждаемых ТВС.

В состав модернизированной реакторной установки будут входить реконструированная система охлаждения реактора, обеспечивающая продолжительность непрерывной работы реактора ИВГ.1М на номинальном уровне мощности не менее 5000 с, и система аварийного охлаждения реактора (САОР), полностью удовлетворяющая современным требованиям нормативных документов к исследовательским реакторам и позволяющая эксплуатировать реактор при проектном номинальном уровне мощности (60 МВт). В реконструированной системе охлаждения вода в тракты охлаждения реактора подается с помощью двух электронасосных агрегатов из существующего расходного бака (объемом 1500 м³) и после выхода из реактора сливается в сливной бак объемом 2000 м³. Система аварийного охлаждения реактор состоит из двух подсистем: САОР-1 и САОР-2. Подсистема САОР-1 обеспечивает аварийное расхолаживание реактора при прекращении подачи воды от штатной системы охлаждения (например, в случае отключения насосных агрегатов или разгерметизации подающих трубопроводов). В состав этой системы входят два автономных канала расхолаживания. Работа одного из этих каналов основана на насосной системе подачи воды (от трех насосов 4МСК-10 с общим расходом до 60 кг/с), а другого канала – на «вытеснительном» принципе подачи воды. Запасы воды второго канала сосредоточены в 8 емкостях (объемом 50 м³ каждая), которые надуты азотом до уровня давления, обеспечивающего подачу воды в реактор с расходом до 300 кг/с при снижении давления в напорном коллекторе ниже заданного уровня.

Подсистема САОР-2 предназначена для аварийного расхолаживания «обратным» током воды в случае разрыва трубопроводов подачи

воды непосредственно на входе в реактор. В этом случае вода для расхолаживания подается в сбросный коллектор технологических каналов и сливается из реактора через разрывы подводящих трубопроводов. Подсистема САОР-2 также имеет два канала расхолаживания, один из которых работает на насосном принципе, а другой – на вытеснительном (запасы воды этого канала хранятся в одной емкости объемом 50 м³). Насосные системы аварийного охлаждения реактора используются также при длительном плановом расхолаживании реактора. Схема модернизированной системы водяного охлаждения ИВГ.1М показана на рисунке 3.39.

Петлевое устройство для испытаний модельных ТВС водоохлаждаемых реакторов в переходных и аварийных режимах, которое планируется создать в составе реакторной установки ИВГ.1М, обеспечит проведение следующих экспериментальных работ по исследованию аварий:

- исследование процессов, сопровождающих плавление активной зоны;
- исследование аварийных режимов при потере теплоносителем в первом контуре;
- исследование аварийных режимов при наборе мощности с определением предела разрушений.

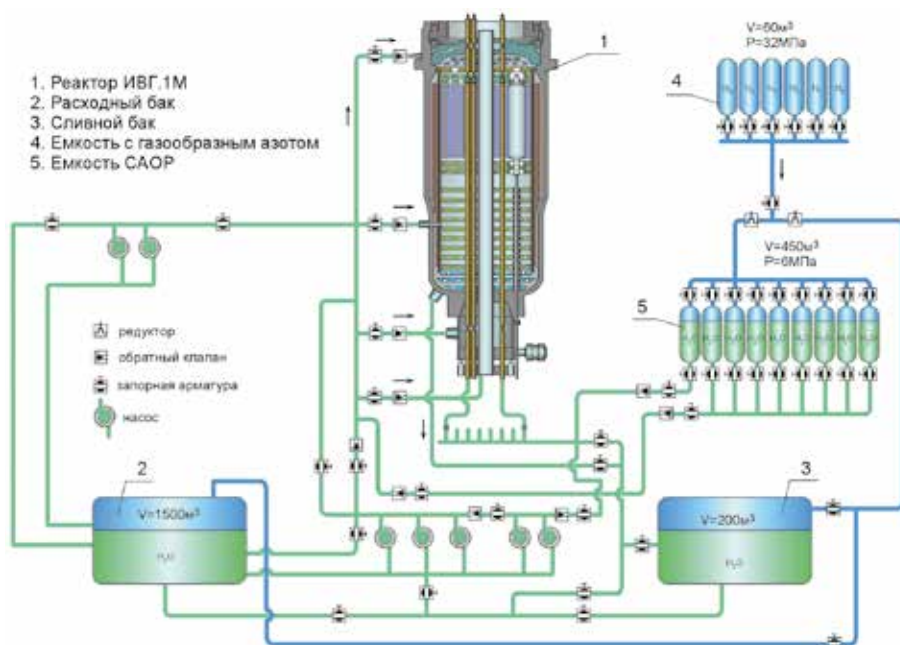


Рисунок 3.39. Схема системы водяного охлаждения реактора ИВГ.1М после модернизации

Планируется работа петлевого устройства реактора ИВГ.1М на двух различных режимах Основные параметры петлевого устройства приведены в таблице 3.21, а схема петлевого устройства показана на рисунке 3.40.

Таблица 3.21. Основные параметры петлевого устройства

Наименование параметра	Значение	
	режим «1»	режим «2»
Мощность испытываемой ТВС, МВ	до 2,5	до 1,5
Расход теплоносителя через ТВС, кг/с	до 1,0	до 1,0
Давление воды на входе в ТВС, МПа	до 20	до 20
Температура воды на входе ТВС, К	290	570
Температура воды на выходе из ТВС, К	до 1070	до 630
продолжительность работы, час	6	0,5

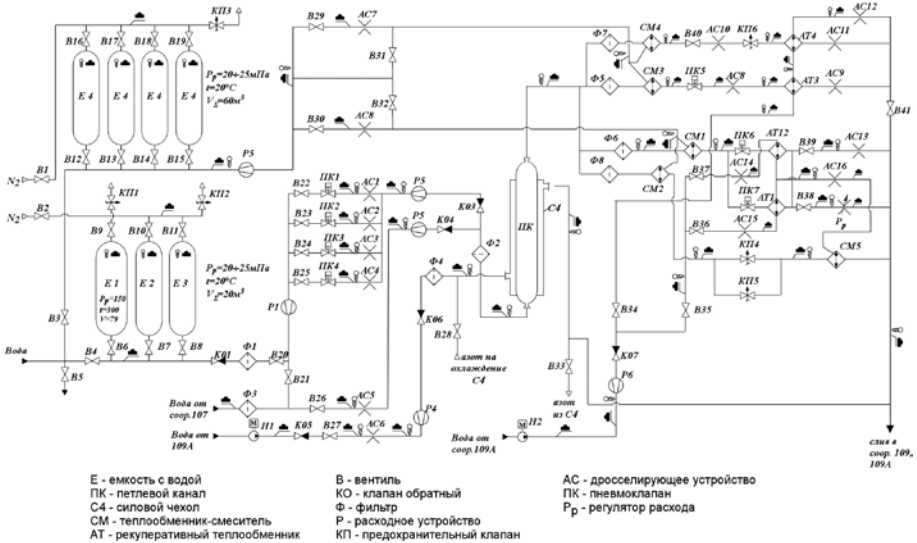


Рисунок 3.40. Схема водяного петлевого устройства

Петлевое устройство включает в себя петлевой канал и технологические системы. Петлевой канал состоит из собственно канала, содержащего экспериментальное ТВС, силового чехла, защищающего реакторную установку от повреждений в случае аварийного разрушения канала, съемного сливного участка, соединяющего канал с трубопроводом сбора нагретой воды. В состав петлевой установки входят следующие технологические системы:

- система охлаждения петлевого канала;
- система подачи охлаждающей воды;
- система охлаждения силового чехла;
- система аварийного охлаждения петлевой установки;
- вспомогательные системы (система подготовки теплоносителя, система газового хозяйства, система очистки отработавшего теплоносителя, система отбора проб, система дезактивации).

Охлаждение ТВС в петлевом канале производится напроток по разомкнутой схеме. Вода, подготовленная для охлаждения ТВС, из емкости-хранилища перекачивается через ПК в сливную емкость. Для снижения температуры воды на выходном участке за ПК в тракт теплоносителя через смеситель подмешивается холодная вода, хранящаяся в отдельной емкости. Теплоноситель может доохлаждаться также в теплообменнике, в котором в качестве охладителя используется вода из системы охлаждения реактора. Расходы и давления в петлевом канале устанавливаются с помощью сопловых устройств и регуляторов расхода. Хранение и подготовка теплоносителя осуществляется в емкости объемом 79 м³ (рабочее давление до 20 МПа), обеспечивающей за счет внутренних электронагревателей подогрев воды до уровня ~570 К. Отработанный теплоноситель поступает в сливную емкость системы охлаждения реактора. Охлаждение сливного чехла осуществляется водой, подаваемой из расходного бака системы охлаждения отдельным насосом. Для аварийного охлаждения петлевого канала используются запасы воды, находящиеся в напорных емкостях подсистемы САОР-1. Аварийное охлаждение силового чехла может также осуществляться газообразным азотом.

В петлевом канале реактора ИВГ.1М имеется возможность размещения газоохлаждаемого технологического канала, содержащего единичную ТВС или модуль из нескольких ТВС. Планируется, что петлевой канал реактора будет использован для размещения в нем охлаждаемых водородом ТВС реактора космического назначения или ТВС, охлаждаемых гелием, предназначенных для отработки технологии производства водорода с использованием тепловой энергии ядерных реакторов. В состав охлаждаемого гелием петлевого устройства (кроме ТВС) будет входить система транспортировки тепла и технологический блок, вырабатывающий водород. При проведении модернизации будет восстановлена система подачи газов в петлевой канал. Эта система будет укомплектована арматурой, позволяющей проводить работы с использованием водорода и гелия в качестве рабочих тел. Запасы газообразных рабочих тел хранятся в наземных емкостях. Для хранения азота используются 6 емкостей объемом по 9,8 м³ каждая и три емкости объемом 4 м³ каждая (с рабочим давлением 32 МПа). Кроме того, на стендовом комплексе «Байкал-1» имеются 14 незадействованных сейчас емкостей (общим объемом ~140 м³, рассчитанных на рабочее давление 32 МПа), которые могут быть использованы для хранения запасов водорода и гелия.

Необходимым условием для проведения испытания газоохлаждаемых ТВС является создание системы закрытого выхлопа газа. Наиболее приемлемым проектом системы закрытого выброса теплоносителя из петлевого канала реактора ИВГ.1М представляется проект утилиза-

тора водорода. Этот вариант системы позволяет обеспечить закрытый выхлоп газообразного водорода при испытаниях всех типов экспериментальных устройств, содержащих элементы и узлы активных зон, которые могут быть размещены в петлевом канале реактора ИВГ.1М. Принципиальная схема утилизатора водорода показана на рисунке 3.41, а его основные технические характеристики представлены в таблице 3.22.

Таблица 3.22. Основные технические характеристики утилизатора водорода

Основной тип утилизируемого теплоносителя	водород
Расход водорода через утилизатор, кг/с	до 1,5
Температура водорода на входе в систему К	до 3200
Давление водорода на входе в систему, МПа	до 5,0
Продолжительность непрерывной работы на одном пуске (цикле), час	до 1
Ресурс системы (количество циклов погружения)	Не менее 50
Способ очистки газов от радионуклидов	Фильтрация, адсорбция, криогенная дистилляция
Расход жидкого азота для очистки газов (за один цикл), т	~25
Принцип утилизации водорода	Поглощение гидридообразующим материалом
Гидридообразующий материал	$TiFe_{0.8} Mn_{0.2}$ или $Ce_{0.12} La_{0.88} Ni_{4.98}$
Суммарное количество гидридообразующего материала, т	500
Расход охлаждающей воды в высокотемпературном блоке, кг/с	500÷600
Расход охлаждающей воды в гидридных модулях, кг/с	250
Давление охлаждающей воды в блоках и модулях, МПа	До 1,0

В основу работы утилизатора положены три процесса:

- охлаждение водорода, выходящего из ТВС, до температуры ~ 350 К;
- очистки газа от радионуклидов;
- поглощение всего объема отработанного водорода гидридообразующим материалом.

Поэтому система закрытого выхлопа скомпонована из трех основных функциональных блоков: высокотемпературного (охлаждающего) блока, блока очистки газов от радионуклидов и гидридного блока.

Высокотемпературный блок включает в себя два последовательно расположенных модульных теплообменника, охлаждаемых водой. Блок

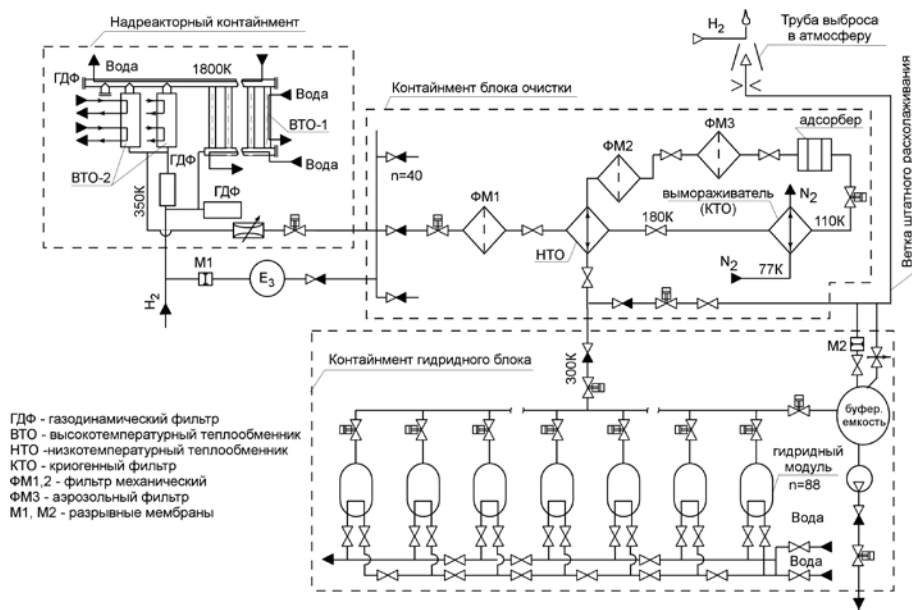


Рисунок 3.41. Принципиальная схема утилизатора водорода

очистки газов также имеет модульную конструкцию, а в его составе имеются механические и аэрозольные фильтры, а также криогенный вымораживатель (для удаления радиоактивных газов). Назначением гидридного блока является аккумуляция водорода в относительно компактных гидридных модулях и обеспечение возможности повторного использования этого водорода. Этот блок состоит из 88 гидридных модулей и буферной емкости, в которую в процессе гидрирования поступает не поглощенный водород. Эта емкость также используется в качестве ресивера в процессе перекачивания водорода, образующегося при дегадировании модулей. При эксплуатации все модули в гидридном блоке подключаются параллельно. Для исключения поступления радиоактивных веществ в атмосферу при аварийных ситуациях, (прежде всего при разгерметизации газовых трактов) оборудование каждого из блоков утилизатора будет размещаться в индивидуальной защитной оболочке (контайменте).

Необходимо отметить, что после модернизации сохранятся особенности ИВГ.1М, сделавшие его уникальным испытательным аппаратом для отработки элементов реакторов космических ядерных энергетических и двигательных установок.

Сменность активных зон аппарата и возможность набора их из различных по составу и конструкции ТВС делают возможным варьирование нейтронно-физических характеристик реактора с условием реализации для каждой композиции их благоприятных, с точки зрения управления реактором и его ядерной безопасности, сочетаний. Кроме того, можно

получить желаемое распределение энерговыделения по зоне, в том числе иметь возможность проведения испытаний одной или нескольких ТВС при повышенных (в 1,5-2 раза) величинах нейтронного потока с сохранением примерно одинаковых тепловых мощностей остальных ТВС.

В реакторе обеспечивается возможность проведения испытаний ТВС при различных теплоэнергетических параметрах, в том числе при близких к предельным.

Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1». Реактор РА

Исследовательский реактор РА, созданный на основе стендового прототипа реактора ядерного ракетного двигателя – изделия 11Б91-ИР.100М, введен в эксплуатацию в июне 1987 года.

В период с 1987 по 1997 годы на реакторной установке РА проведено 114 пусков, выполнен большой объем экспериментальных работ, в том числе:

- исследования длительной радиационной и химической стойкости твэлов космической ЯЭДУ, продолжительность испытаний составила 4800 часов при среднем потоке тепловых нейтронов $10^{12} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ и температуре топлива 800 – 1800 К в среде гелия и 1000 – 2000 К в среде азота;
- исследования водородной проницаемости и сорбционной емкости по водороду в условиях реакторного облучения образцов из никеля, стали, бериллия, графита;
- исследования выхода продуктов деления из карбидных твэлов при длительном облучении на режимах малой мощности;
- облучение образцов геологических пород для последующего нейтронно-активационного анализа;
- медико-биологические исследования по изучению действия ионизирующего излучения на биологические объекты;
- исследования рассеяния излучения реактора в атмосфере.

В 1996 году Министерство науки – Академия науки Республики Казахстан и Министерство по атомной энергии Российской Федерации приняли согласованные с МАГАТЭ совместные решения, в соответствии с которыми высокообогащенные ядерные материалы, поставленные ранее на комплекс научно-исследовательских реакторов «Байкал-1» для испытаний по программам разработки ЯРД и космических ЯЭДУ, должны были быть возвращены на предприятия МАЭ РФ, в том числе топливо реактора РА.

В феврале 1998 года по приказу директора Института атомной энергии от 25 декабря 1997 года № 545 произведена выгрузка ампул с топливом из активной зоны реактора РА для их последующей разделки и отправки в Российскую Федерацию.

На основании приказа директора ИАЭ № 518 от 13.11.2001 г. реакторная установка РА переведена в режим длительного останова – режим эксплуатации реакторной установки, включающий проведение работ по консервации отдельных систем и оборудования и поддержание их работоспособности в течение времени, когда проведение экспериментальных исследований на реакторной установке РА не планируется.

В случае принятия решения о продолжении эксплуатации реактора РА, в первую очередь, необходимо обеспечить поставку топлива для за-

грузки активной зоны реактора. В этой связи целесообразно выполнить проработку варианта использования высокоплотного уранового топлива низкого обогащения с тем, чтобы последующая эксплуатация реактора РА полностью соответствовала требованиям обеспечения режима нераспространения ядерных материалов.

Серьезной модернизации должна быть подвергнута система СУЗ – в первую очередь, измерительная часть, автоматический регулятор мощности, система регистрации и устройство для дистанционного управления перемещением источника нейтронов.

Требуется модернизация информационно-измерительной системы СУЗ, а по существу, ее создание на современной элементной и программной базе, так же как требуется создание глубоко обновленной информационно-измерительной системы КИП и САУ реакторной установки.

Той или иной модернизации должны быть подвергнуты практически все технологические системы реактора РА – система технологического контроля, система подачи теплоносителя (воздуха) в реактор, система прокачки воды через установочные механизмы реактора, система автоматического управления реактора, система перегрузки.

Следует отметить, что Технический проект реактора РА был доработан с целью включения в него раздела о выводе реактора из эксплуатации [62].

Заключение

Итогом создания современной реакторной испытательной базы, которая будет следствием реализации мероприятий проекта модернизации, станут:

- повышение ядерной, радиационной, промышленной и экологической безопасности ядерных реакторов РГП НЯЦ РК;
- расширение исследовательских и технологических возможностей ядерных реакторов РГП НЯЦ РК;
- повышение конкурентоспособности Казахстана на международном рынке реакторных исследований и испытаний;
- участие Казахстана в международных программах создания перспективных ядерных энергоустановок, в том числе космического назначения;
- обеспечение развития производства радиоизотопной продукции промышленного и медицинского назначения, нейтронно-активационного анализа для предприятий геологической, горнодобывающей отраслей и металлургии, исследований и разработок в области ядерных технологий.

В 2006 году было разработано технико-экономическое обоснование (ТЭО) проекта «Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан» [63]. Сметная стоимость проекта составляет 11 952 820 тыс. тенге.

В процессе модернизации будут выполнены следующие работы.

На реакторном комплексе ИГР:

- модернизация систем технологического контроля;
- модернизация информационно-измерительной системы СУЗ;
- модернизация системы управления и защиты реактора ИГР;

- модернизация системы газового анализа и жизнеобеспечения;
 - модернизация системы дозиметрического контроля комплекса;
 - модернизация системы автоматического контроля комплекса;
 - проектирование и изготовление новой неподвижной ампулы НА-228 для реактора ИГР;
 - модернизация систем энергоснабжения комплекса;
 - модернизация пневмогидравлических систем комплекса;
 - модернизация систем связи комплекса ИГР;
 - модернизация систем тепловодоснабжения, вентиляции и канализации реакторного здания;
 - модернизация пожарной сигнализации и реконструкция противопожарного трубопровода;
 - создание горячей камеры.
- На реакторном комплексе «Байкал-1» (реактор ИВГ.1М):
- разработка и изготовление новой активной зоны (с обогащением топлива ниже 20% по урану 235);
 - реконструкция системы аварийного охлаждения реактора;
 - модернизация системы охлаждения реактора для увеличения непрерывной продолжительности работы реактора;
 - модернизация информационно-измерительной системы реакторной установки;
 - создание (разработка, изготовление и монтаж) петлевой установки для испытания водоохлаждаемых тепловыделяющих сборок энергетических реакторов (типа ВВЭР и РБМК).
 - создание газовой петлевой установки для испытания газоохлаждаемых ТВС и отработки технологий получения водорода.

Для реактора РА перечень работ по модернизации будет существенно зависеть от целей восстановления реактора и может быть определен только в результате отдельного исследования.

3.8 Модернизация информационно-измерительных систем реактора ИВГ.1М

Проведение экспериментальных исследований на реакторном стенде невозможно без развитой системы регистрации и обработки экспериментально-технологической информации, главной задачей которой является получение максимально полной информации о работе всех наиболее ответственных элементов конструкций и о процессах, развивающихся в реакторе. Наличие точной оперативной информации о работе реактора является одним из важнейших условий разумной и адекватной реакции операторов и систем автоматического регулирования на любые ситуации, возникающие как в условиях нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях.

Анализ информационных потоков (количество измерительных каналов – 1200, разрешающая способность – 1300–1500 точек/с, объем регистрации – 2,5–10 млн. чисел), необходимость обработки экспериментально-технологической информации в реальном масштабе времени

эксперимента, уже на стадии эскизного проектирования исследовательского реактора ИВГ.1 однозначно убедили разработчиков, что в состав информационно-управляющей системы реактора должна быть включена электронная цифровая вычислительная машина (ЭЦВМ).

Но, учитывая реальное состояние электронных вычислительных цифровых средств того времени, на первом этапе широко применяли и аналоговую регистрирующую аппаратуру (шлейфовые осциллографы, электронные самописцы, магнитографы и т.п.) в целях выборочного визуального контроля ряда параметров и дублирования регистрации наиболее ответственных с точки зрения безопасности величин.

3.8.1 История развития ИИС

Выбор первой ЭЦВМ осуществлялся на основании возможности реализации на ней следующих основных функций:

- производить регистрацию медленно- и быстропеременных параметров, обеспечивать вычисления параметров по косвенным величинам;
- производить контроль изменяющихся параметров и выработку необходимых управляющих и регулирующих воздействий;
- производить обработку полученной информации после окончания эксперимента.

На основе сравнительного анализа серийно выпускаемых цифровых управляющих машин (МППИ-1, ИВ-500, ВНИИЭМ-3, УМ-1НХ и т.д.) выбор был осуществлен в пользу управляющей вычислительной системы (УВС) «Днепр-2», обладающей следующими основными техническими характеристиками [64]:

разрядность данных	26 двоичных разрядов;
количество выполняемых команд	95;
система команд	двухадресная;
среднее быстродействие	80000-100000 оп./с;
емкость ОЗУ	1024 26-разрядных слов;
максимальное количество опрашиваемых датчиков	250;
время преобразования аналогового сигнала	2 мс;
точность преобразования	0,5 %.

Отработка комплексной информационно-измерительной системы (ИИС) реакторной установки ИВГ.1, решение сложных задач автоматического регулирования не могли быть решены без использования методов электронного моделирования, разработки математической модели реактора и создания полномасштабного имитатора объекта. Начало всех этих работ было связано с приобретением аналоговой вычислительной машины МН-17.

Безусловно, первая ИИС ИВГ.1 не могла решить все поставленные задачи, но информационный режим (регистрация и послепусковая об-

работка экспериментальных данных) был реализован. Поэтому уже в 1976-77 годах начались проектные работы по второй очереди ИИС, создание которой заключалось в:

- развитию информационного режима и перехода к информационно-советующему и управляющим режимам;
- замене УВС «Днепр-2» на вычислительную технику третьего поколения;
- модернизации средств локальной автоматики.

ИИС второй очереди состоял из электронно-вычислительной машины (ЭВМ) ЕС-1022 и агрегатной системы средств вычислительной техники (АСВТ) М-6000. Универсальная ЭВМ ЕС-1022 (заводской №963) была введена в эксплуатацию в 1977 г. Основные технические характеристики ее были следующие:

разрядность данных	1 байт;
принцип управления	микропрограммный;
количество выполняемых команд	180;
емкость ОЗУ	256 кбайт;
среднее быстродействие	80000-100000 оп./с;
объем дисковых накопителей	7,25 Мбайт.

В состав ЭВМ ЕС-1022 входили 4 накопителя на магнитной ленте ЕС-5012, устройство ввода с перфокарт ЕС-6012, накопители на сменных магнитных дисках ЕС-5052, алфавитно-цифровое печатающее устройство (АЦПУ) ЕС-7032, 4 алфавитно-цифровых дисплея ЕС-7066. Для ввода измерительной информации использовался специальный преобразователь «напряжение-код» ПНК-512, подключенный к устройству ввода с перфокарт вместо фотосчитывателя FS-1501. Это устройство было рассчитано на коммутацию и преобразование 512 аналоговых измерительных каналов среднего уровня 0-5 В. Выходной код – 8 двоичных разрядов, погрешность преобразования – 0,4 %, время преобразования 512 сигналов – 0,06 с. В качестве стандартного программного обеспечения использовалась операционная система ДОС/ЕС версии 2.1.

Управляющая ЭВМ АСВТ М-6000 (заводской №208) была введена в эксплуатацию в 1978 г.

Основные ее технические характеристики были следующие:

разрядность данных	16 байт;
объем ОЗУ	64 кбайта;
среднее быстродействие	200000 оп./с;
количество выполняемых команд	80;
объем дисковой памяти	5 Мбайт.

В состав этой УВМ входили 2 накопителя на магнитной ленте ЕС-5012, печатающее устройство АЦПУ-128М, устройства ввода FS-1501 и вывода

ПЛ-150 на перфоленту, 2 станции индикации данных СИД-1000, специальные устройства связи с объектом, позволяющие принять 256 аналоговых сигналов низкого уровня и 384 сигнала среднего уровня, до 176 инициативных сигналов, до 688 дискретных сигналов и выдать до 280 управляющих сигналов. Базовой операционной системой являлась дисковая операционная система реального времени ДОС РВ (RTE-II).

В общей сложности ИИС (структурная схема приведена на рисунке 3.42) второй очереди обеспечивал сбор и регистрацию 768 аналоговых и 560 дискретных параметров. Аналоговые параметры опрашивались с частотой 1 раз в секунду, дискретные – с частотой до 10 Гц. Данные регистрировались на магнитные ленты и магнитные диски. В процессе пуска осуществлялся контроль технологических параметров установки и стенда.

При этом на экраны алфавитно-цифровых дисплеев выводились значения наиболее важных параметров и рекомендации, позволяющие оперативному персоналу своевременно оценить ситуацию и должным образом отреагировать на изменения в ходе технологического процесса. При достижении рядом параметров определенных значений (уставок) была предусмотрена возможность выдачи до 8 управляющих сигналов из ЕС-1022 на исполнительные органы устройств локальной автоматики.

Значительный прогресс был достигнут в области послепусковой обработки информации. На этом этапе осуществлялся перевод показаний аналоговых датчиков в физические величины (создание информационной базы данных эксперимента), печать показаний датчиков в виде таблиц с привязкой к абсолютному времени с указанием шифра контрольной точки, печать исходного состояния и переключений исполнительных механизмов агрегатов стендовой автоматики, графическая интерпретация экспериментальных данных, расчет основных характеристик эксперимента. Зарегистрированная информация объемом 5-7 Мбайт обрабатывалась менее чем за 4 часа (для сравнения стоит отметить, что технические средства первой очереди обрабатывали такой объем информации за 15-20 часов).



Рисунок 3.42. Структура ИИС РУ ИВГ.1М (1978 год)

В составе второй очереди ИИС был реализован полномасштабный имитатор-тренажер установки, представленный аналоговыми моделями нейтронно-кинетических, газодинамических и тепловых процессов в реакторе, трактах подачи и технологических каналах. Имитатор был реализован на базе АВМ МН-17 и использовался для технического обеспечения подготовительных этапов и решения следующих основных задач:

- исследования и отладки отдельных систем стенда и установки при проведении комплексных пуско-наладочных работ;
- отработки циклограммы пусков и имитации аварийных ситуаций на различных режимах работы стенда;
- обучения и тренажа операторов систем в условиях, близких к реальным на пусках.

Дальнейшее развитие автоматизации экспериментальных исследований на установке специалисты видели в повышении надежности системы в целом и развитии средств оперативной визуализации экспериментально-технологической информации, что, по их мнению, позволило бы выйти на создание комплексной системы технологического контроля, управления, регистрации и обработки данных.

В 1982-83 годах начались работы по модернизации ИИС ИВГ.1М. В качестве единой базы средств вычислительной техники были выбраны специализированные управляющие комплексы УВК СМ-2М и ТВСО-1, выпускаемые Северодонецким НПО «Импульс». Для проведения расчетных работ, послепусковой обработки экспериментальной информации использовалась универсальная ЭВМ ЕС-1036.

УВК СМ-2М представляет собой двухпроцессорный комплекс со следующими основными характеристиками:

разрядность данных	16 байт;
объем ОЗУ	256 кбайт;
среднее быстродействие	350000-400000 оп/с;
количество выполняемых команд	185;
объем дисковой памяти	10 Мбайт.

В составе УВК СМ-2М имеются накопители на магнитной ленте ЕС-5012, алфавитно-цифровое и знаковосинтезирующее устройства печати, накопители на магнитных дисках ИЗОТ-1370, алфавитно-цифровые дисплеи ВТА-2000, цветные графические терминалы с разрешением 128x256 точек. В качестве стандартного программного обеспечения используются дисковые операционные системы реального времени ДОС АСПО, РОС АСПО. Комплексы ТВСО-1 предназначены для ввода-вывода и обработки измерительной информации в составе иерархических сетевых систем. Указанный комплекс создан на базе мини-ЭВМ СМ1634, включающей в себя процессор СМ-50/60, ОЗУ емкостью 128 Кбайт, дисплей ВТА-2000, сетевые средства для организации межмашинной связи, широкую номенклатуру модулей УСО.

Проект модернизации предусматривал полное дублирование всех технических средств, поэтому в общей сложности на стенде «Байкал-1» в период

1983-85 годов было введено в эксплуатацию четыре УВК СМ-2М и четыре комплекса ТВСО-1 (заводские №№ 1, 2, 3 и 4). Действующая ИИС ИВГ.1М построена на принципе «горячего» резервирования функциональных возможностей системы двумя вычислительными каналами, каждый из которых представляет собой иерархическую вычислительную сеть с двумя уровнями:

- уровень связи с объектом на базе ТВСО-1;
- уровень вычислительных комплексов и связи с оперативным персоналом на базе СМ-2М.

Структурная схема комплекса технических средств системы приведена на рисунке 3.43.

В целом существующая система обладает следующими основными характеристиками:

- ввод и обработка 768 аналоговых сигналов с минимальным периодом опроса 1 с;
- регистрация 768 аналоговых параметров на магнитную ленту с заданной частотой (максимальная частота 10 Гц);
- постоянная циклическая регистрация всей измерительной информации с частотой 10 Гц на магнитный диск с глубиной сохранения истории процесса до 10 минут;
- ввод и регистрация 1024 дискретных параметров с частотой 10 Гц;
- отображение экспериментальной и технологической информации на цветных графических терминалах и алфавитно-цифровых дисплеях в виде мнемосхем, диаграмм, картограмм и таблиц по любым измерительным точкам (время обновления информации на экране монитора составляет не более 0,5 с);
- табличное и графическое отображение основных контрольных точек на монохромном газоразрядном экране коллективного пользования с периодом обновления 1 с.

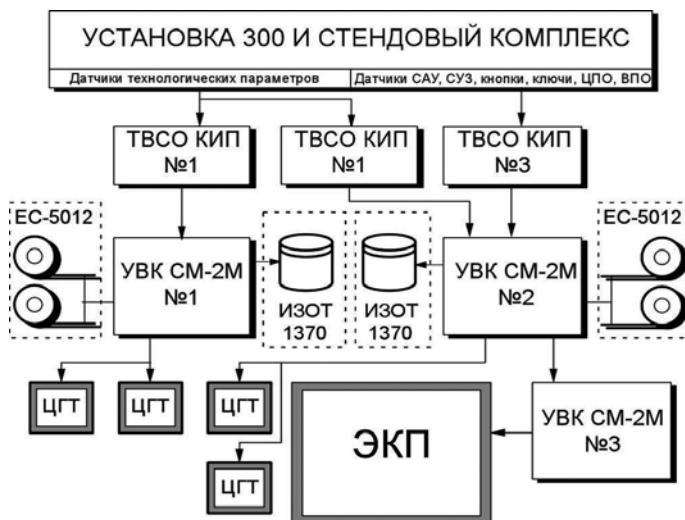


Рисунок 3.43. Структура ИИС РУ ИВГ.1М (1985 год)

В период 1983-85 годов была проведена модернизация имитатора-тренажера реактора ИВГ.1, значительно повышающая его технические и функциональные возможности. Реализован он был на базе аналого-цифрового вычислительного комплекса с использованием аналоговой машины нового поколения АВК-33 и УВК СМ-2М.

Необходимо отметить, что для развития ИИС важное значение имели работы, связанные с автоматизацией экспериментальных исследований на других стендах предприятия. Так, в 1983-84 годах проводились работы по созданию информационно-управляющего комплекса стенда «Ангара». Это был один из первых опытов использования микроЭВМ для автоматизации экспериментов. Здесь апробировались многие решения (в частности, построение многомашинного комплекса), которые затем широко использовались при реализации систем автоматизации реакторных исследований.

3.8.2 Анализ действующей ИИС

В настоящее время в РК эксплуатируется три реакторных установки с исследовательскими реакторами, и одна находится в режиме длительного останова. В качестве технических средств вычислительных комплексов ИИС реакторных установок используются физически и морально изношенные аппаратные комплексы, системно организованные с использованием не менее морально устаревшего программного обеспечения. С течением времени остро встал вопрос дальнейшей эксплуатации данного оборудования, так как сокращается количество запасных частей для восстановления работоспособности основного оборудования и сокращается количество обслуживающего персонала, способного устранить возникшие проблемы.

Анализ существующих ИИС реакторных установок показал, что находящимся в эксплуатации техническим средствам присущи следующие основные недостатки [65]:

- отсутствие унификации технических средств. Каждая из систем КИП, САУ, СУЗ, ДК, КГО реализуется на своей элементарно-конструктивной базе, что приводит к аппаратной избыточности, увеличению количества обслуживающего персонала, увеличению времени обслуживания и, как следствие, к снижению надежности системы;
- программно-технические средства ИИС не позволяют производить опрос первичных преобразователей (ПП) чаще одного раза в секунду;
- методы отображения информации отличаются низкими эргономическими показателями, сложностью восприятия и, как следствие, низкой скоростью реакции персонала на характерные события. Подсистемы отображения не соответствуют требованиям ГОСТ Р 50923-96;
- жесткая конфигурация подсистемы цифровой регистрации, нет возможности расширения или изменения;
- отсутствуют программные средства анализа и обработки экспериментальной информации;
- отсутствуют средства визуализации и отображения контролируемых параметров для оператора в удобном и информативном виде;
- вычислительные комплексы, на базе которых реализованы системы, морально и технически устарели (срок эксплуатации компонентов системы составляет 15 лет и больше, что превышает назначенный ресурс работы в два и более раз), требуют значительных усилий по под-

держанию их в работоспособном состоянии, подвержены частым отказам и, фактически, исчерпали свой ресурс.

В рамках модернизации действующей ИИС в период с 2008 по 2015 годы были выполнены следующие задачи:

- проведен анализ существующих ИИС РУ ИВГ.1М, ИГР, РА, ВВР-К с точки зрения аппаратных решений и используемого оборудования;
- проведен анализ структуры каналов измерения, контроля и формирования сигналов автоматической защиты и произведен расчет показателей надежности, отражающих надежность ИИС ИВГ.1М в целом;
- разработан проект модернизации ИИС ИВГ.1М, охватывающий систему автоматического управления (САУ), систему управления и защиты (СУЗ), систему контрольно-измерительных приборов и автоматики (КИПиА), систему контроля герметичности оболочек (КГО), систему дозиметрического контроля (ДК). Проект прошел государственную экспертизу и согласование в Комитете по атомной энергии;
- приобретено частично оборудование и программное обеспечение;
- разработана структура базы данных регистрации экспериментальных данных;
- разработаны алгоритмы обработки значений первичных преобразователей и агрегатов стендовой автоматики, в также интерфейсы экранов операторов пультов.

3.8.3 Комплекс технических и программных средств

Проектное решение ИИС ИВГ.1М (рисунок 3.44) реализовано на основе вычислительной сети радиальной топологии и включает в свой состав четырнадцать автоматизированных рабочих мест операторов (АРМ), шесть контроллеров сбора и обработки информации, два сервера базы данных (БД) и экран коллективного пользования.

ИИС ИВГ является территориально-распределенной, унифицированной по интерфейсам и протоколам системой с тремя уровнями иерархии (рисунок 3.42) [66]:

- нижний уровень ИИС (уровень I) – осуществляет функции измерения в реальном масштабе времени по заданным параметрам, сбор, регистрацию, первичную обработку измерительной информации о контролируемых технологических параметрах по всем подсистемам ИИС, формирование и выдачу сигналов предупредительной сигнализации и аварийной защиты из подсистемы КИПиА в подсистему САУ;
- средний уровень ИИС (уровень II) – осуществляет прием данных от контроллеров подсистем нижнего уровня и регистрацию текущих значений измеряемых параметров, обработку и отображение текущего состояния подсистем нижнего уровня, передачу команд для переключения режимов контроллеров нижнего уровня;
- верхний уровень ИИС (уровень III) – осуществляет функции управления режимами работы ИИС ИВГ в целом; обеспечивает централизованное хранение измерительной информации за любой заданный интервал времени; координацию работы уровней ИИС между собой; информационную поддержку рабочих мест операторов (АРМ) в центральной пультовой,

отображение заданных групп текущих значений измерительной и служебной информации в виде таблиц, графиков, гистограмм, мнемосхем и других визуальных фрагментов на экране коллективного пользования.

В качестве оборудования нижнего уровня системы было выбрано оборудование компании Allen-Bradley, так как оно занесено в реестр государственной системы обеспечения единства измерений Республики Казахстан и обладает высокими эксплуатационными и техническими характеристиками, в том числе по таким показателям как коэффициент готовности, средняя наработка на отказ, время восстановления, назначенный ресурс работы.

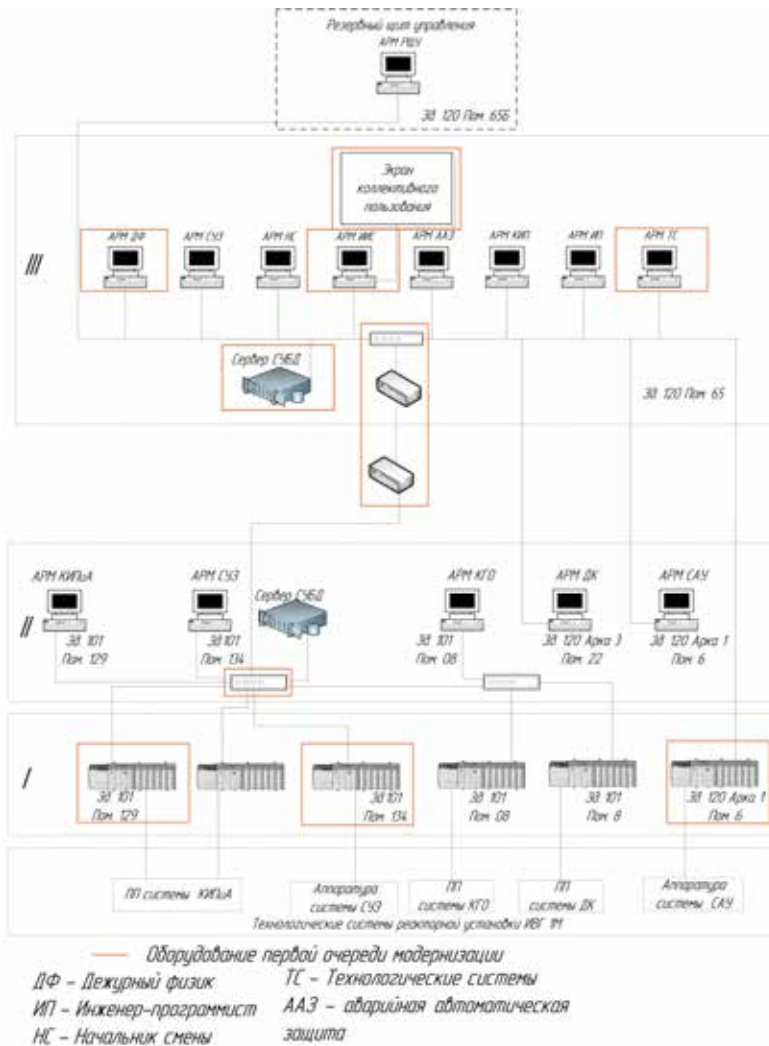


Рисунок 3.44. Структура ИИС ИВГ.1М (2016 год)

Для разработки информационно-измерительной системы реактора ИВГ.1М был выбран комплекс программного обеспечения компании Rockwell Automation: RSView32 Works, RSView32 Runtime, RSLogix 5000, RSLinx, а также база данных Microsoft SQL Server 2008.

В качестве средства программирования контроллера выбран программный продукт RSLogix 5000. Выбор обусловлен тем, что RSLogix 5000 поддерживает архитектуру ControllLogix и позволяет провести программирование контроллера ControllLogix серии 1756. В качестве программного обеспечения АРМ выбрано программное обеспечение - SCADA (Supervisory Control And Data Acquisition System) система RSView32. Система RSView32 представляет собой пакет программного обеспечения на основе операционной системы MS Windows, предназначенный для разработки и выполнения прикладных программ по сбору технологических данных, оперативному контролю и управлению технологическими процессами. RSView32 включает инструменты для создания человеко-машинного интерфейса, включая анимированные графические дисплеи реального времени, тренды, а также сводки по сигналам тревоги и событиям системы, методы регистрации технологических данных. Для интеграции с другими программными продуктами и расширения функциональных возможностей разрабатываемых проектов, в RSView32 встроена поддержка таких технологий как ActiveX, VBA, OLE, ODBC, OPC и DDE. Средства настройки сетевого взаимодействия между контроллером и АРМ оператора используют драйвер прямых связей RSLinx, который позволяет использовать связи на основе наиболее распространенной технологии OPC. Технология OPC определяет 2 класса программ: OPC-сервер (OPC контроллера), непосредственно взаимодействующий с контроллером, и OPC-клиент (OPC АРМ оператора), получающий данные от OPC-сервера для дальнейшей обработки и передающий в OPC-сервер команды управления.

В ИИС будет использован: «дисплейный» способ контроля и управления, «дисплейное» задание режимов работы оборудования и регуляторов, экран коллективного пользования, микропроцессорные средства нижнего уровня, высокий уровень автоматизации.

Согласно проекту технические средства ИИС ИВГ.1М обеспечат:

1. сбор и регистрацию измерительной информации с периодом опроса каналов 0,1; 1; 10 с;
2. вывод дискретных сигналов (на аппаратуру СКГО и САУ);
3. автономную регистрацию текущих значений измеряемых параметров по всем аналоговым и дискретным каналам с периодом регистрации на контроллерах 0,1; 1; 60 с. Общее время регистрации не менее 10 ч;
4. дублирование каналов опроса и регистрации системы КИПиА;
5. два сервера регистрации данных;
6. рассогласование во временных отсчетах между двумя серверами регистрации не более 100 мс;
7. функциональную независимость всех АРМ операторов и местных пультов друг от друга;
8. время готовности ИИС при включении не более 30 мин;
9. вывод информации на экран коллективного пользования;
10. печать отчетов;
11. архивирование измерительной информации.

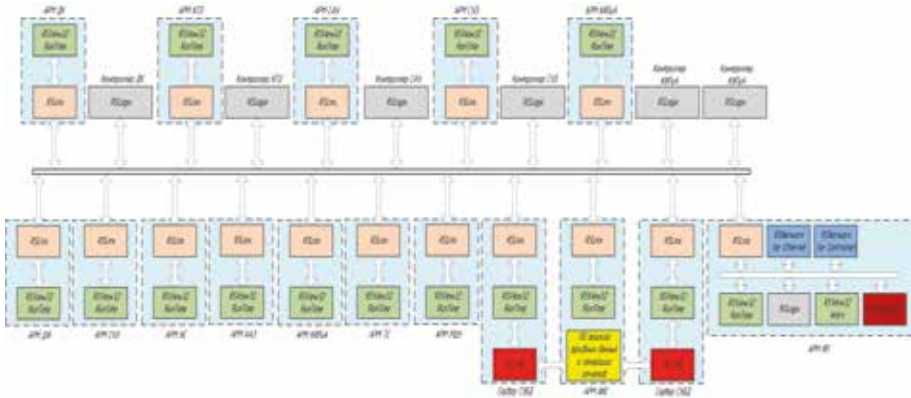


Рисунок 3.45. Структура программного обеспечения

Структура программного обеспечения системы приведена на рисунке 3.45. Проект ИИС ИВГ.1М выполнен в соответствии с требованиями: ОПБ ИР-94 ПНАЭ Г-16-34-94 Общие положения обеспечения безопасности реакторов;

ПБЯ-03-75 Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов;

ПНАЭ Г-7-013-89 Правила устройства и безопасной эксплуатации исполнительных механизмов органов воздействия на реактивность;

ОТТ-08042462 Приборы и средства автоматизации для атомных станций. Общие технические требования.

3.8.4 Результаты первого этапа модернизации

В настоящее время выполнены следующие работы:

- произведен монтаж оборудования САУ, СУЗ и частично КИПиА;
- разработано программное обеспечение;
- проведены пуско-наладочные работы САУ;
- разработана эксплуатационная документация САУ и СУЗ.

Для выполнения дальнейших работ (второй этап), охватывающих полную модернизацию КИПиА, получен грант МАГАТЭ по программе технического сотрудничества на 2016-2017 годы на сумму 212 000 евро.

На рисунках 3.46 – 3.49 показано смонтированное оборудование.

В процессе наладки и исследования ИИС определены ее технические характеристики. Проведена оценка объёма данных, генерируемого в ИИС ИВГ.1М, максимальная частота опроса ИК, которая составила 50 раз/с, а также максимальная частота регистрации результатов изменения на сервер – 10 раз/с.

В процессе исследования системы представления информации (СПИ) макета ИИС проведена оценка показателей эффективности: быстродействие, точность воспроизведения информации, информационная ёмкость, разрешающая способность, актуальность отображаемой информации, произведено сравнение с существующими СПИ ИВГ.1М.



Рисунок 3.46. Шкаф с контроллерами системы САУ



Рисунок 3.47. Рабочее место оператора САУ



Рисунок 3.48. Сервер ИИС ИВГ.1М



Рисунок 3.49. Экран коллективного пользования

Исследование эффективности показало, что СПИ обладает:

- высоким быстродействием (современные мониторы и телевизоры имеют время отклика около 5 мс);
- высокой точностью воспроизведения информации и разрешающей способностью (отображение информации на мониторах операторов пультов осуществляется с разрешением 1920x1080 FullHD);
- экраны обладают высокой информационной емкостью (одновременное отображение на экране до 80 значений аналоговых каналов с точностью 0,001);
- применение SCADA-системы позволило создать несколько мнемосхем для каждого пульта оператора с возможностью их динамической смены во время эксперимента, что в свою очередь повысило показатель «актуальность отображаемой информации».

Сравнение эффективности СПИ ИИС и существующей системы ИВГ.1М показала, что разработанная ИИС значительно превосходит существующую систему по всем показателям эффективности (рисунки 3.50 – 3.55).

Время распечатки результатов эксперимента на ИИС составляет от 30 мин до 1 часа после окончания эксперимента. Распечатка прово-



Рисунок 3.50. Существующая SPI САУ ИВГ.1М

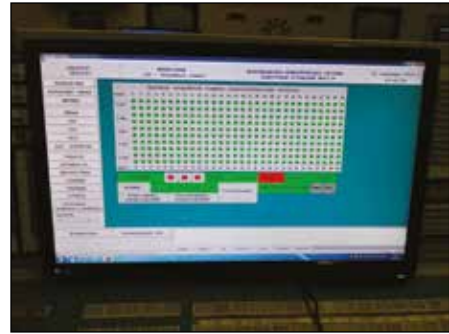


Рисунок 3.51. SPI САУ ИИС



Рисунок 3.52. Существующая SPI КИПуА ИВГ.1М



Рисунок 3.53. Существующая SPI СУЗ ИВГ.1М

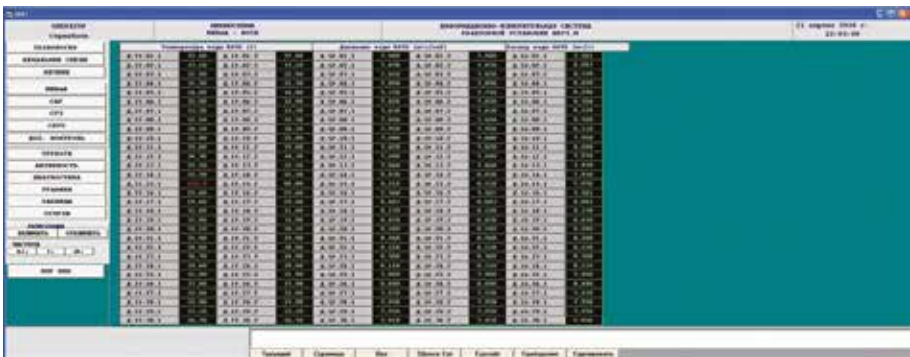


Рисунок 3.54. SPI КИПуА ИИС

дится на лазерном принтере, в отличие от существующей системы, где распечатка производится с помощью матричного печатающего устройства. В результате сократилось время обработки экспериментальных данных, количество задействованного персонала, и, как следствие, сни-

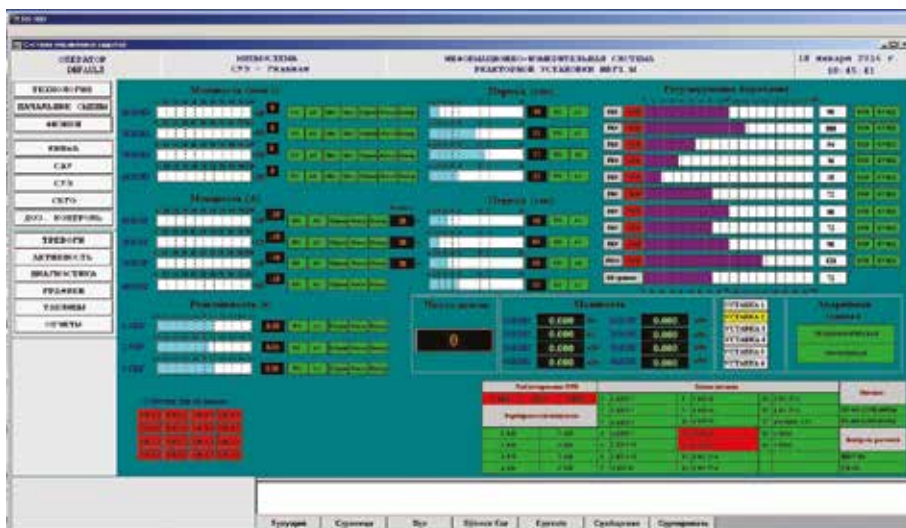


Рисунок 3.55. СПИ СУЗ ИИС

зились трудозатраты, улучшилось качество печати и удобство обработки информации вследствие применения современных программных продуктов работы с массивами данных.

ИИС создана с учетом возможного наращивания системы в дальнейшем, а именно контроллеры системы имеют свободные слоты для установки модулей аналогового или дискретного ввода/вывода, возможно увеличение пультов операторов, местных пультов, мониторов экрана коллективного пользования.

Проводя оценку показателей надежности ИИС, получены следующие значения (таблица 3.23).

Таблица 3.23. Показатели надежности макета ИИС

Причина отказа компонента системы	Время восстановления (тв), ч	Наработка компонента на отказ (тср), ч	Коэффициент готовности
Замена контроллера 1756-L61	3	815822	0,99999
Замена модуля аналогового ввода 1756-IF16	1	2094159	0,99999
Замена модуля дискретного ввода 1756-IB32	1	2468448	0,99999
Замена модуля дискретного вывода 1756-OB32	1	1278125	0,99999
Замена блока питания контроллера	1	5884430	0,99999
Замена блока питания нормирующего преобразователя	1	239000	0,99999

Показатель «время восстановления» действующей системы получен на основе хронометража действий во время проведения пуско-наладочных работ перед экспериментом и действий персонала при отказе системы во время проведения эксперимента.

Показатель «Наработка на отказ» отражает среднюю продолжительность работы устройства между ремонтами (величину наработки в среднем на один отказ). Значения показателя «Наработка на отказ» получено из технических паспортов компонентов систем.

Анализ данных показывает, что применяемые основные компоненты макета соответствуют современным требованиям, предъявляемым к системам контроля и управления реакторных установок.

Расчет свидетельствует о том, что вероятность того, что системы САУ и СУЗ окажутся в работоспособном состоянии, более 99,99 % и соответствует ГОСТ.

Кроме того, имеется возможность увеличения надежности системы в целом, за счет установки дополнительного сервера регистрации данных, установки дополнительных резервных контроллеров наиболее ответственных подсистем (СУЗ, КИПиА), создания закольцованного сегмента передачи данных между зданиями 120 и 101.

Экспериментально полученные оценки погрешности для вторичной части измерительного канала не превышают расчетных значений допускаемой погрешности измерительного канала (приведенная погрешность – не более 1,25 %). Прохождение сигналов аналоговых и дискретных каналов соответствует заданию на проектирование «Информационно-измерительная система исследовательского реактора ИВГ.1М. Техническое переоснащение и реконструкция в целях повышения эксплуатационной надёжности» инв. № 155 от 09.10.2008 г. Алгоритмы преобразования датчиков соответствуют номинальным статическим характеристикам первичных преобразователей.

Результаты исследования показали, что макет ИИС обладает высокими техническими и эксплуатационными показателями:

- быстроедействие. За счет применение современного оборудования и программного обеспечения, производства компании Allen Bradley, достигнута частота опроса всех ИК системы 50 Гц и скорость регистрации данных на сервер – 10 Гц. Данный показатель более чем в 10 раз превышает показатели существующих ИИС исследовательских реакторных установок РК;
- масштабируемость. Предложенная многоуровневая структура системы позволяет увеличивать количество контроллеров, модулей в контроллерах, местных пультов, станций операторов. Новые контроллеры могут располагаться практически в любом помещении реакторной установки, для включения в систему необходимо лишь привести интерфейс Ethernet в это помещение. При современном развитии сетевых технологий это не составляет труда (медный или оптический кабель, Wi-Fi и т.д.);
- надежность. Разработанный макет системы обладает высокой надежностью за счет применения основного оборудования, обладающего высокими показателями наработки на отказ (MTBF), например, пока-

затель MTBF контроллера системы составляет 815822 часов или средняя продолжительность работы устройства между ремонтами около 93 лет. Расчет свидетельствует о том, что вероятность того, что системы САУ и СУЗ окажутся в работоспособном состоянии, более 99,99 % и соответствует ГОСТ;

- удобство использования. Предложенные методы отображения информации (SCADA-система, станции операторов, местные пульта, экран коллективного пользования на базе жидкокристаллического телевизора), за счёт более гибкой структуры и централизации источника информации для локальных пультов операторов и экрана коллективного пользования, предоставляет функциональный инструмент организации экспериментальной информации в различных режимах эксплуатации реакторной установки и позволяет наращивать и модернизировать систему с сохранением базовых принципов эффективности;
- автоматическая диагностика и метрологическая аттестация. В макете ИИС применено оборудование и первичные преобразователи, входящие в реестр государственной системы обеспечения единства измерений Республики Казахстан. Разработанное ПО позволяет проводить статическую и динамическую диагностику оборудования, включающую в себя программный и аппаратный Watchdog контроллеров системы.

3.9 Технико-экономические исследования по строительству энергоблока ВТГР

Технико-экономические исследования «Строительства малого ядерного реактора для тепло- электроснабжения в Республике Казахстан» были проведены в 2009 году казахстанскими специалистами совместно с японским агентством по атомной энергии (JAEA) и фирмы Марубени Ютилити Сервесиз (MUS) при финансовой поддержке японского банка международного сотрудничества (JBIC). Целью проведения ТЭИ было определение технико-экономических показателей высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) для создания атомной станции (АС) с модульным гелиевым реактором и прямым газотурбинным циклом преобразования энергии, предназначенного для производства электроэнергии с высоким КПД, производства водорода из воды (с целью замещения органического топлива в энергоёмких технологических процессах промышленности), коммунального теплоснабжения и обессоливания.

Как показали исследования, преимущества технологий ВТГР в отношении безопасности, повышенного КПД, эффективности использования топлива, устойчивости с точки зрения нераспространения и возможности технологического применения, включая производство водорода, делают данную технологию одной из лидирующих среди технологий инновационных реакторов будущей ядерной энергетики.

Объективно, перспективность ВТГР, как одного из направлений атомной энергетики, определяется следующими ключевыми факторами:

- принципиальными преимуществами в отношении обеспечения безопасности, основанными на таких качествах, как: нерасплавляемая

- активная зона, использование керамического микро топлива, способного эффективно удерживать продукты деления при высоких температурах, пассивный принцип отвода остаточного тепла при полной потере теплоносителя из первого контура;
- возможностью достижения температур теплоносителя на выходе из реактора на уровне до 1000 °С;
 - возможностью достижения высоких КПД при использовании прямого газотурбинного цикла и, следовательно, снижения воздействия на окружающую среду и себестоимости электроэнергии;
 - возможностью достижения глубокого выгорания топлива (до 700-800 МВт.сут/кг);
 - возможностью перехода ВТГР с одного топливного цикла на другие с использованием разных типов топлива (U, Pu, Th, MOX) без изменения конструкции активной зоны и основных компонентов установки;
 - возможностью эффективно «выжигать» высокоактивные отходы, образующиеся при переработке отработанного ядерного топлива;
 - возможностью модульного исполнения блока с широким диапазоном мощности модуля (от малого до среднего уровня) и варьированием мощности АС набором модулей.
 - Реализация проекта по строительству энергоблока ВТГР принесла бы следующие выгоды:
 - внедрение атомной энергетики в сферу промышленного теплоснабжения, потребляющего более 40 % органического топлива, что является новым крупномасштабным рынком для атомной отрасли;
 - производство экологически чистого водородного топлива из воды является альтернативой уменьшающимся запасам углеводородного топлива и повышает энергетическую безопасность страны;
 - замена углеводородного топлива и широкое внедрение высокотемпературных реакторных технологий в промышленности и водорода на транспорте существенно уменьшит выбросы в окружающую среду вредных веществ, включая парниковые газы;
 - внедрение предложенной технологии обеспечит экономию природного газа и нефти для экспорта и как сырья для промышленности.
- В ТЭИ, в качестве силовой установки для энергоблока, рассматривался реактор КНТР (рисунок 3.56), прототипом которого является реактор НТР50С (проект которого был разработан японскими специалистами из JAEA). Данный реактор базируется на технологиях четвертого поколения ядерных реакторов типа ВТГР, которые обеспечивают существенные достоинства и преимущества в ядерной энергетике, в экономике, в обращении с отработанным ядерным топливом и воспроизводстве топлива. Топливо с керамической оболочкой, активная зона с графитовым замедлителем и с гелиевым теплоносителем обеспечивают реактору КНТР устойчивость к плавлению активной зоны при авариях за счёт пассивных систем и саморегулирования. Температура теплоносителя 900 °С и более позволяет эффективно производить электричество на газовых турбинах, которые обеспечивают упрощенную конструкцию станции, позволяют снизить стоимость электричества и количество отработанного топлива на единицу выработанной электроэнергии. Высокие температуры в реак-

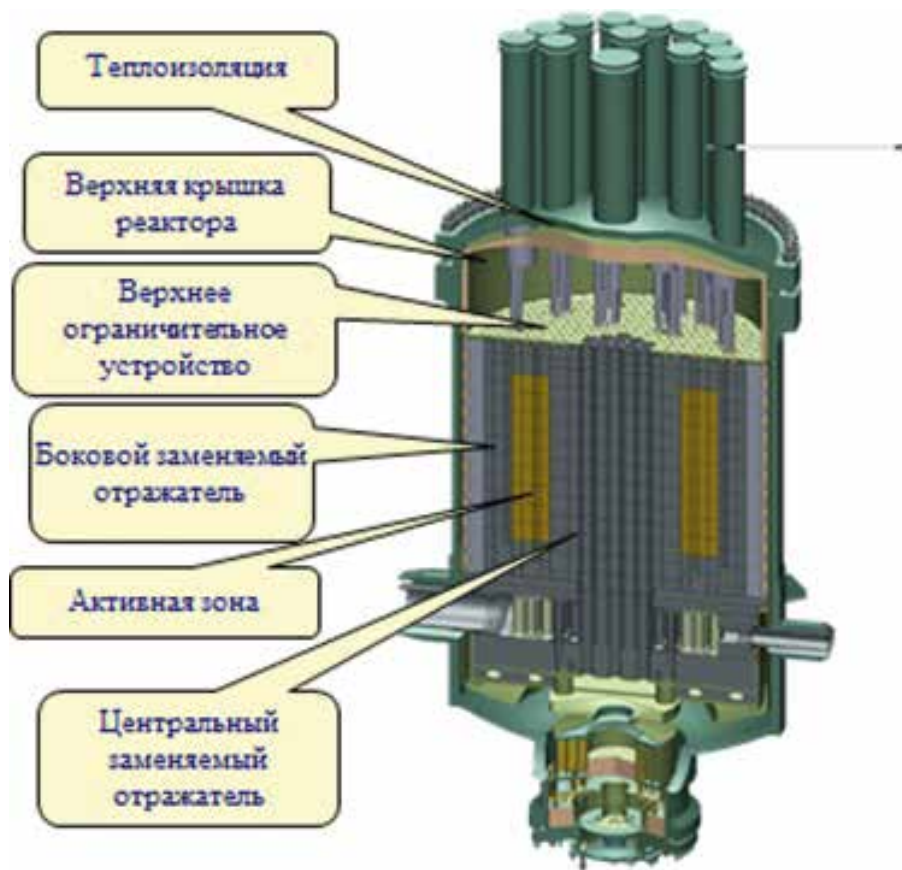


Рисунок 3.56. Реактор KHTR (HTR50C)

торе KHTR позволяют эффективно и экономично совместно производить энергию с общим тепловым КПД, равным 80 %. Высокотемпературное тепло может подаваться на химическое и промышленное производство, такое как производство водорода и этилена, чугуна, бумаги, цемента и т. д., в то время как низкотемпературное тепло может вырабатывать технологический пар, идти на отопление, дистилляцию и опреснение воды, сельскохозяйственные и рыбные производства и т. д.

Технологии KHTR компания JAEA развивала через проект, конструкцию и эксплуатацию реактора HTTR, начиная с 1969 года. Для того чтобы спроектировать и построить HTTR, было проведено множество исследований на различных испытательных стендах и установках.

Тестирование проводилось с использованием крупномасштабных стендов, таких как OGL-1, HENDEL, VHTRC и установок для материаловедческих испытаний. Радиационные испытания топлива HTTR проводились на Японском Материаловедческом Реакторе (JMTR). Термогидравли-



Рисунок 3.57. Компановка активной зоны реактора KHTR

ческие испытания и долговечность структуры активной зоны реактора HTTR проводились на полномасштабной модели HENDEL, моделирующей процесс работы HTTR при высоком давлении и температуре. Циркуляция гелия и высокотемпературный теплоперенос гелием был отработан на тестах HENDEL. Критичность реактора была проверена на системе, состоящей из графитовых топливных блоков, использующихся на реакторе VHTRC. Механическая прочность включая характеристики усталостной деформации были испытаны при высокой температуре 950 °C в гелиевой среде на материаловедческом оборудовании.

Реактор KHTR разрабатывался с тепловой мощностью 50MWt, чтобы обеспечить получение 15 MWt электрической мощности и 20-27 MWt тепловой энергии, а также производство 25,000 Нм³/день водорода.

Топливные таблетки, используемые в KHTR, состоят из спрессованных топливных частиц с покрытием (ТЧП), которые представляют собой микросферу с ядром из низкообогащенного UO₂ с покрытием типа TRISO. Покрытие TRISO состоит из 4 слоев: буферный слой вокруг ядра ТЧП из слоя низкой плотности пористого пироуглерода (PuC), слой изотопного пироуглерода с высокой плотностью, слой карбида кремния и внешний слой пористого пироуглерода. ТВЭЛы, состоящие из топливных таблеток, размещены в топливные каналы, укомплектованные в шестигранную призматическую активную зону (рисунок 3.57).

Для подтверждения заявленных характеристик KHTR казахстанскими специалистами был проведен ряд исследований. В частности, были проведены предварительные расчеты отдельных характеристик этого реактора, в том числе определены критичность реактора, распределение относительного энерговыделения по высоте и радиусу активной зоны, температура теплоносителя и максимальная температура топлива в активной зоне, получены данные об изменении в распределении энерговыделения в реакторе при выгорании топлива и разогреве активной

зоны, о параметрах накопления и выгорания делящихся веществ в топливе и об эффективности органов регулирования КНТР. Проведены расчетные исследования теплогидравлических характеристик КНТР, в результате которых были определены параметры теплоносителя и температурное поле в элементах конструкции КНТР при различных уровнях эксплуатационной мощности, а также параметры реактора для некоторых аварийных режимов (обусловленных нарушением реактора охлаждения реактора или увеличением его мощности). Был также проведен анализ систем и элементов конструкции КНТР, обеспечивающих безопасную эксплуатацию реактора, в том числе сравнительный анализ ВТГР с призматическими ТВС и шаровыми твэлами, анализ современных систем управления и защиты, анализ возможности применения программно-технических средства и комплексов управления АСУ ТП нового поколения для безопасной эксплуатации ВТГР.

Особый интерес вызывает возможность использования высокотемпературного гелиевого реактора для промышленного производства водорода, в том числе, путем термохимического разложения воды. В настоящее время в этом направлении лидируют США и Япония. В России эти работы активно развивались в 70-е годы прошлого века. По предыдущему опыту реактор типа ВТГР может использоваться как источник высокотемпературного тепла в энерготехнологическом комплексе, производящем водород. В случае с КНТР производимое реактором тепло (при помощи вторичного гелия) используется в IS (йодо-серном) процессе водорода. IS процесс раскладывается на три процесса: Бунзен реакция, процесс разложения H_2SO_4 и процесс разложения HI (рисунок 3.58).



Рисунок 3.58. ВТГР с установкой для производства водорода

В связи с этим в ТЭИ были рассмотрены мировые потребности в промышленном потреблении водорода, тенденции на увеличение потребления водорода в будущем, а также производство водорода и оценка возможных потребностей в водороде различных отраслей промышленности в Казахстане. Анализ показал, что в 21 веке ожидается резкий спрос на водород энергоемкими отраслями промышленности. Потребности в водороде будут расти в связи увеличением глубины переработки нефти, наращиванием производства аммиака и метанола, освоением производства, облагороженного (например, из сланцев или битуминозных песков) или синтетического (в первую очередь, – из угля) жидкого топлива, развитием процессов прямого получения качественного железа и др.

Однако наибольший вклад в рост мирового спроса на водород следует ожидать от автотранспорта и систем локального бытового энергоснабжения. Транспорт расходует около половины мировой добычи нефти, а в США – даже 65 % всей потребляемой нефти. Новые перспективы применения водорода в качестве топлива открываются в локальной энергетике и на транспорте, на базе прямого преобразования химической энергии водорода в электрическую с КПД до 70-80 %, без загрязнения окружающей среды.

Производство газообразного водорода в Казахстане незначительно, несмотря на существующие потребности нефтеперерабатывающей и химической промышленности. Но по мере внедрения новых водородных технологий в химической промышленности при производстве аммиака (аммиак в свою очередь пользуется большим спросом на мировом рынке в качестве сырья для производства удобрений), в металлургической промышленности (прямое восстановление железной руды водородом при температуре 900 °С), нефтеперерабатывающей промышленности и автомобилестроении следует ожидать увеличение потребностей в водороде.

Первичный анализ, проведенный в ТЭИ, показал, что при введении в эксплуатацию на реакторе ВТГР одной установки по выработке водорода ежегодно будет производиться порядка 9,125 млн. м³ (820 тонн/год) водорода. Для удовлетворения существующих (на момент проведения ТЭИ) потребностей отечественной промышленности потребуется не менее 30 таких установок

В связи с необходимостью доработки проекта (работы по созданию газовой турбины и блока производства водорода) строительство энергоблока в ТЭИ рассматривалось в несколько этапов:

- 1 этап – строительство и эксплуатация КНТР с паротурбинным блоком, для производства электроэнергии и центрального теплоснабжения;
- 2 этап – строительство установки для получения водорода;
- 3 этап – замена паротурбинного блока на газовый блок.

По предварительным оценкам полная стоимость создания энергоблока с КНТР в г. Курчатове составляет ~ 417 миллионов долларов (на момент проведения ТЭИ).

Базовая цена на электричество, производимого АС с КНТР, была определена равной 5,04 центов/кВтч, а цена на теплоснабжение – 27 USD/Гкал. Цена на водород была принята равной 50 центов/Нм³.

3.10 Разработка технологии тепловых энергетических реакторов с высоким воспроизводством делящихся веществ

Эффективность энергетических реакторов определяется затратами сырья на их работу и коэффициентом полезного действия цикла преобразования тепловой энергии в механическую.

Современная атомная энергетика в основном использует тепловые реакторы с урановым топливом с повышенным содержанием ^{235}U в начале кампании (по сравнению с природным ураном). Такое топливо позволяет иметь достаточный коэффициент размножения для достижения выгорания свыше 30-50 МВт×сут/кг. Такой тип реакторов получился как бы сам собой в ходе достаточно короткого развития атомной энергетики. Природный уран не обеспечивает требуемой продолжительности кампании, даже в реакторах с лучшим тяжеловодным замедлителем. Эффективная технология разделения изотопов создана при решении задач военного назначения.

Недостатком тепловых реакторов является малое использование природного урана в ходе их работы (0,5 – 1,0 %). Запасов дешевых руд для работы таких реакторов хватает на 40-50 лет при мощности 4000 ГВт [67].

Предполагается, что развитие атомной энергетики произойдет за счет использования реакторов на быстрых нейтронах. Такой переход связан с увеличением содержания урана в топливе и обеспечивает возможность проведения реакций деления на быстрых нейтронах, при которых возникает большее число вторичных нейтронов. Решая технические задачи, встающие на данном пути, получаем энергетику, обеспеченную достаточно дешевым топливом на многие сотни лет.

Однако такой путь имеет одну неприятную особенность. Он чрезвычайно дорог. И, если его сторонники говорят, что дороговизна обусловлена недостатками современных технических решений, то они правы лишь наполовину. Непреодолима дороговизна быстрой энергетики обусловлена высокой потребностью в природном уране для её запуска. Для ввода в действие энергетики мощностью 4000 ГВт, которая сможет работать на такой мощности около 3000 лет, нужно переработать все дешевые запасы природного урана за 40-50 лет [68]. Это влечет за собой, помимо прочего, экологические проблемы и сложности в проблеме нераспространения ядерных делящихся материалов.

Требования к реакторам с высоким воспроизводством делящихся веществ

Хотя на первых этапах работ в этом направлении требования не формулировались, они были выработаны в достаточно четком виде в работе [69]. Часть из них кажется совершенно очевидной, другая часть – не столь очевидна. Особенностью этих требований является получение в конечном виде технологии тепловых энергетических реакторов, способных конкурировать по характеристикам использования ядерного сырья с быстрыми реакторами, а по ряду экономических показателей – быть лучшими. Набор требований можно выразить так:

- в работе используется замкнутый топливный цикл;
- реактор должен иметь малые потери нейтронов в конструкционных материалах и на утечку;
- в ходе кампании желательна работа с равновесным содержанием нуклидов цепочки делящихся веществ;
- желательна использование нейтронов в части кампании с избытком реактивности для выработки делящихся веществ;
- желательна вовлечение тория как для повышения числа вторичных нейтронов, так и для расширения сырьевой базы ядерной энергетики;
- желательна снижение наработки ^{232}U при выработке ^{233}U ;
- желательна достижение высокого КПД преобразования получаемой тепловой энергии в механическую.

Проблемы на пути решения задач

Большая часть проблем, встающих при решении данной задачи, отражена в ряде известных инновационных работ атомной энергетики. Так, достижение минимальных потерь нейтронов связано с применением новых материалов с удовлетворительными свойствами на каком-то этапе развития. Таким образом в свое время на арену вышел цирконий, так появились изотопно модифицированные материалы. Наиболее известные из них – обогащенный уран и тяжелая вода. Есть предложения по использованию в качестве теплоносителя ^6Li [70]. Как правило, новые материалы дороже предшественников, но их использование экономически выгодно.

Несколько сложнее дело обстоит с проблемой утечки. Основной путь достижения положительного результата здесь лежит в использовании реакторов больших габаритов. Следовательно, большой мощности, что может ограничивать выход технологии в область реакторов малой энергетики, препятствовать апробации технологии.

Требование использования равновесного режима для нуклидов цепочки делящихся веществ при использовании уран-плутониевого топливного цикла входит в противоречие с тем фактом, что удовлетворительные характеристик кампании реактора достигаются при выгорании большем $30 \text{ МВт} \times \text{сутки/кг}$, а равновесное содержание ^{233}U и ^{239}Pu в таком цикле близко к $0,3\%$ от содержания ^{238}U [69] (рисунок 3.59). Такой реактор неработоспособен при реальных лучших конструкционных материалах.

Вовлечение тория в топливный цикл требует затрат времени (и экономических затрат) на получение такого количества ^{233}U , которое способно поддерживать рабочий режим реактора. Кроме того, наработка ^{233}U сопряжена с получением паразитного ^{232}U , дочерний нуклид которого ^{208}Tl является источником гамма-излучения высокой энергии. В работе [71] показано, что достаточно безопасный уровень выработки ^{232}U находится ниже 1 кг на тонну получаемого ^{233}U . В противном случае требуется разработка и использование дорогостоящих автоматизированных систем переработки отработавшего топлива для извлечения из него ^{233}U и, что не менее важно, возникают осложнения при работе с новым топливом, содержащем ^{233}U .

Работы начального этапа

Начальными работами в настоящем направлении можно считать [72 – 74], которые предусматривают снижение потерь нейтронов при ра-

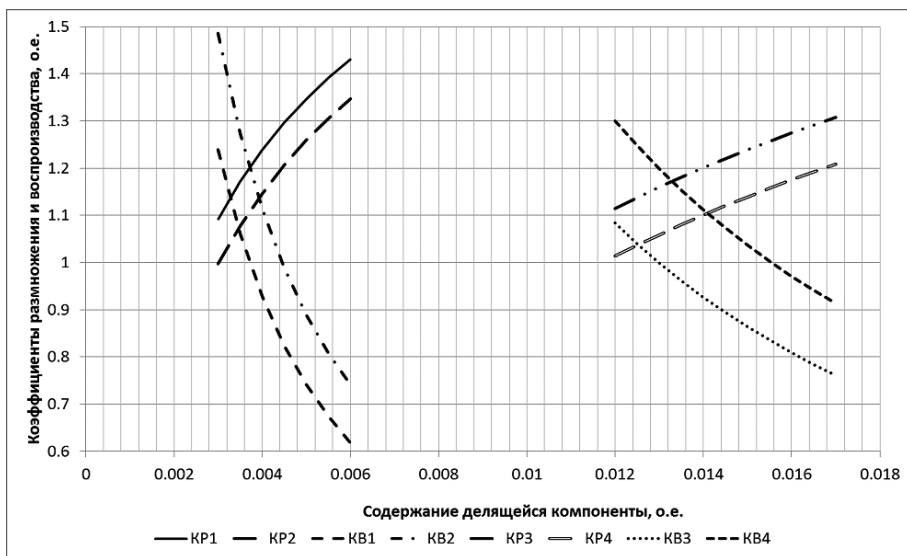


Рисунок 3.59. Характеристики размножения и воспроизводства уран-плутониевого и торий-уранового топлив вблизи области равновесия при нулевых потерях нейтронов

боте реактора за счет динамического нагружения его топлива. Суть предложения сводится к тому, что топливо в реакторе работает периодически, например, 5 часов работы сменяются 20 часами выдержки вне реактора. Положительный эффект достигается за счет того, что за время работы ^{135}Xe не успевает накапливаться, а за время выдержки он существенно распадается. Тем самым, поглощение нейтронов в ^{135}Xe уменьшается на несколько процентов.

В такой работе требуется большее число ТВС, но возможно существенное повышение использования природного урана (от 0,5–0,7 % в существующих реакторах до 5–10 %).

Ряд работ посвящен повышению эффективности работы такой технологии [75–80]. Исследована возможность повышения эффективности существующего реактора РБМК-1000 за счет данной технологии [81].

Основной недостаток данной технологии связан с необходимостью достаточно частой перегрузки ТВС. Этот недостаток практически безболезненно может быть устранен в реакторах с жидкосольевым топливом. При этом одновременно можно устранить и присущий таким реакторам недостаток – необходимость частой переработки топлива с целью удаления из него продуктов деления и ^{233}Pa . Тем самым снижая объем переработок и их стоимость [82], можно получить новые качества ЖСР и в отношении повышения воспроизводства делящихся веществ и снижения потребности в природном уране.

Исследована возможность повышения характеристик реакторов с высоким воспроизводством делящихся веществ за счет использования вспомога-

тельных источников дополнительных нейтронов, реактора термоядерного синтеза [83] и электроядерной установки [84]. Показано, что такой подход эффективен, причем только для случаев, когда величина воспроизводства делящихся веществ в реакторе превышает некоторое критическое значение. Для существующих энергетических реакторов подход неработоспособен.

Поиск возможных дополнительных источников нейтронов привел к инновационному решению [85, 86], в котором в реакторе используются два типа топлива. Один тип топлива работает на тепловых нейтронах, а другой – на быстрых. Доля топлива с быстрым спектром нейтронов меньше, чем доля топлива теплового спектра. Для преобразования спектра в быстрых ТВС используется своеобразный конвертер (рисунок 3.60).

Слой висмута является диффузионным сопротивлением на пути тепловых нейтронов из зоны тепловых ТВС. В твэлах быстрой ТВС поток быстрых нейтронов изменяется незначительно. Периферийные твэлы быстрой ТВС подвержены делению и на тепловых нейтронах. Большая доля вторичных нейтронов при делении на быстрых нейтронах обеспечивает повышение характеристик воспроизводства такого реактора. Исследованы характеристики четырех вариантов размещения твэлов в зоне быстрых нейтронов.

Работы второго этапа

Если на первом этапе исследовались возможные подходы к повышению воспроизводства делящихся веществ в тепловом реакторе и повышения эффективности его работы на этой основе, то на втором этапе работы данного направления были не только продолжены, но и усилены проработкой технологических решений, обеспечивающих безопасность ядерных реакторов, повышение эффективности преобразования получаемой в них тепловой энергии в механическую.

В работах [87, 88] представлена схема АЭС с газоохлаждаемым реактором и поршневым преобразователем тепловой энергии в механическую, работающим на основе адиабатических и изобарических процессов цикла Брайтона (рисунок 3.61). Этот же цикл используется в работе ВТГР,

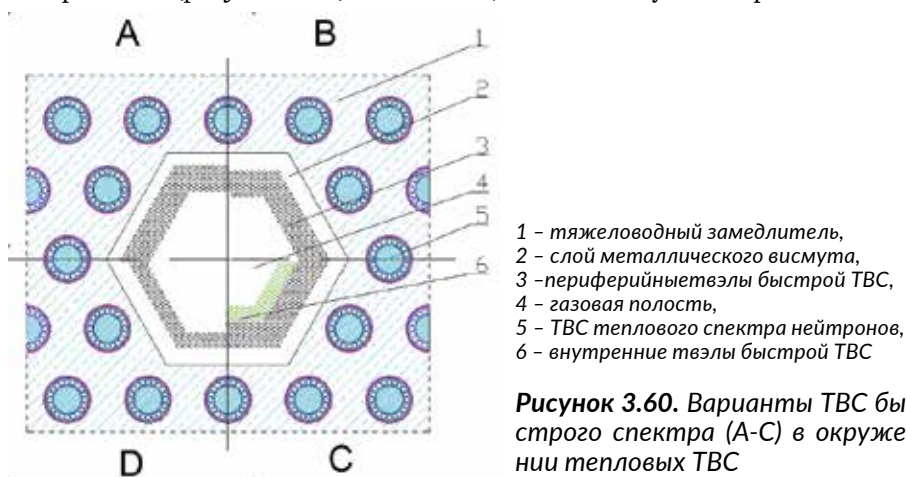


Рисунок 3.60. Варианты ТВС быстрого спектра (А-С) в окружении тепловых ТВС

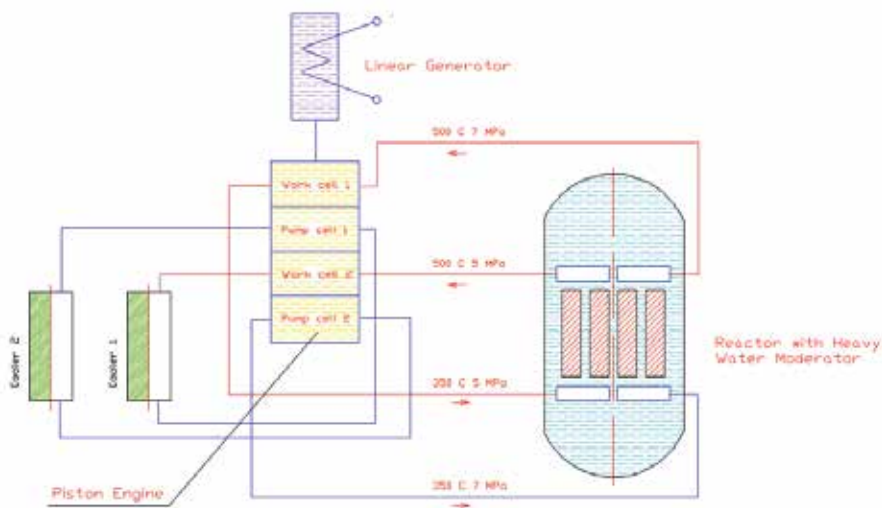


Рисунок 3.61. Схема АЭС со свободнопоршневым преобразователем тепловой энергии

но с использованием турбомашинных агрегатов. В поршневой машине отсутствуют потери энергии при передаче ее от лопаток к газовому потоку и наоборот. Благодаря этому одинаковый КПД с ВТГР здесь достигается при максимальной температуре цикла 500 °С, а не при 1000 °С и более. Кроме того, здесь отсутствуют рекуперативные теплообменники, используемые в схемах ВТГР, что делает схему АЭС максимально простой.

Важным достоинством является тот факт, что в реакторе можно использовать хорошо отработанные в современной атомной энергетике стержневые твэлы (типа применяемых в ВВЭР-1000 и РБМК-1000).

Недостатками данной схемы являются:

- потеря энергии замедления нейтронов и протечек тепла из ТВС в замедлитель для выработки механической энергии;
- отсутствие отработанных схем поршневых машин, работающих в цикле Брайтона;
- ограничение мощности поршневых машин величиной порядка нескольких десятков мегаватт при потребности до тысячи мегаватт.

При отработке схем поршневых или иных машин объемного расширения при проведении адиабатических и изобарических процессов данная технология будет вне конкуренции для проектов мощностью до сотни мегаватт.

Развитием схемы с газовым теплоносителем, обеспечивающей высокий КПД преобразования тепловой энергии в механическую, явились работы [89 – 91]. Схема АЭС по данному решению представлена на рисунке 3.62. Её особенностями являются:

- использование энергии замедления нейтронов и протечек тепла из ТВС в замедлитель для начального нагрева конденсата в паровом цикле Ренкина;

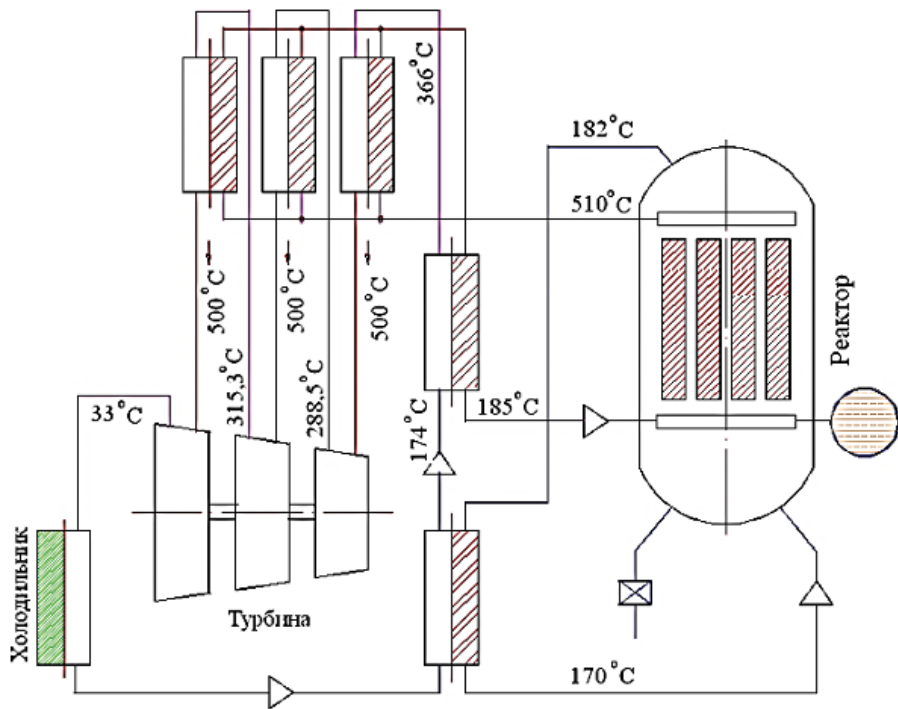


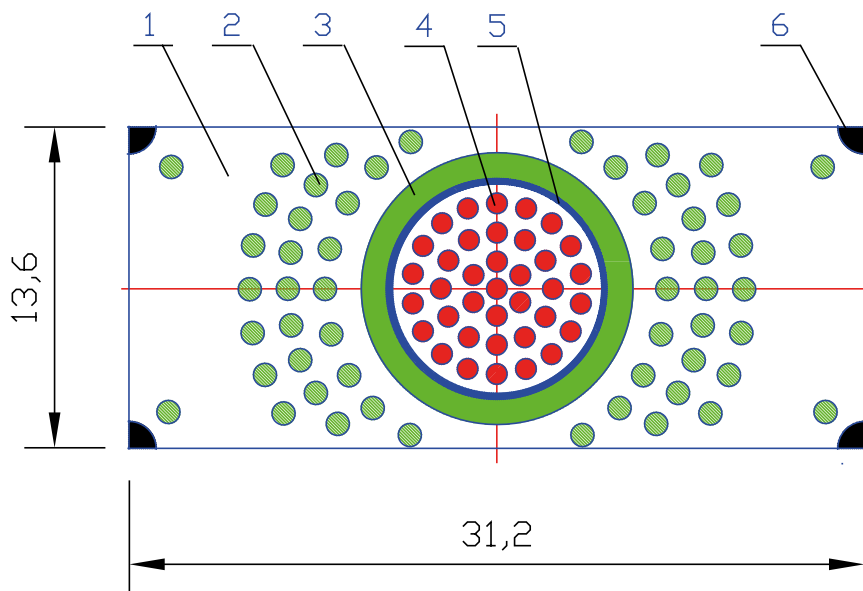
Рисунок 3.62. Схема сопряжения реактора и парового контура

- использование трехступенчатой турбины с нагревом пара в каждой ступени до $\sim 500^\circ\text{C}$;
- высокое давление в паровом контуре (10,0 – 25,0 МПа).

Эти особенности позволяют получить полный КПД преобразования тепловой энергии в механическую до 46 %, низкое влагосодержание в конечной ступени, снизить удельную массу теплообменников.

Проблеме снижения накопления ^{232}U при выработке ^{233}U посвящены работы [92, 93]. В них выработка ^{233}U проводится за счет компенсации избытка нейтронов в определенные этапы кампании реактора. Для выработки ^{233}U используются ториевые стержни, устанавливаемые в область замедлителя, наиболее удаленную от ТВС. Именно в такой области поток быстрых нейтронов, вызывающий образование ^{232}U за счет реакции n_{2p} на ^{232}Th минимален. Конфигурация ячейки реактора, благоприятной для уменьшения накопления ^{232}U , представлена на рисунке 3.63.

На рисунке 3.64 представлены спектры нейтронов в зоне ТВС и в ториевых стержнях такой ячейки. Видно, что поток тепловых нейтронов в ториевых стержнях существенно больше, чем в ТВС. Поток быстрых нейтронов, в свою очередь, в зоне ТВС много больше, чем в ториевых стержнях. Этим обеспечивается малая выработка ^{232}U на единицу выработанного ^{233}U . Характерная величина отношения выработки ^{232}U к выработке ^{233}U находится на уровне 130 – 180 грамм на тонну.



1 - графит, 2, 3 - тяжелая вода, 4 - ТВЭЛ, 5 - корпус ТВС, 6 - ториевые стержни

Рисунок 3.63. Прямоугольная решетка с тяжеловодно-графитовым замедлителем

Использование избыточных нейтронов в сумме с малыми потерями нейтронов в конструкционных материалах и на утечку позволяет вырабатывать в ходе кампании количество ^{233}U , превышающее потребность в нем даже при использовании в начальном топливе кампании урана из отвалов обогатительных производств. Кроме того, в кампании реализуется равновесный режим плутониевых нуклидов, способствующий достижению высоких характеристик реактора.

Как указывалось выше, вовлечение тория в ядерный топливный цикл сопряжено с большими затратами времени и средств, необходимыми для выработки ^{233}U , достаточного для ведения рабочего процесса. Естественно, что для большого реактора экономические затраты будут выше, чем для реактора меньших габаритов. В свою очередь, малые габариты реактора способствуют увеличению утечки, и, тем самым, препятствуют эффективной работе реактора с технологией высокого воспроизводства делящихся веществ.

Оценка времени выхода на самостоятельный режим работы с ториевым топливом показывает, что это время для реактора CANDU превышает 8 лет. Загрузка топливом CANDU составляет около 100 тонн урана. Отсюда видны требуемые затраты, необходимые для демонстрации возможностей вовлечения тория в топливный цикл.

В настоящее время в ИАЭ НЯЦ РК предприняты технические решения, которые могут снизить экономические затраты, затраты времени

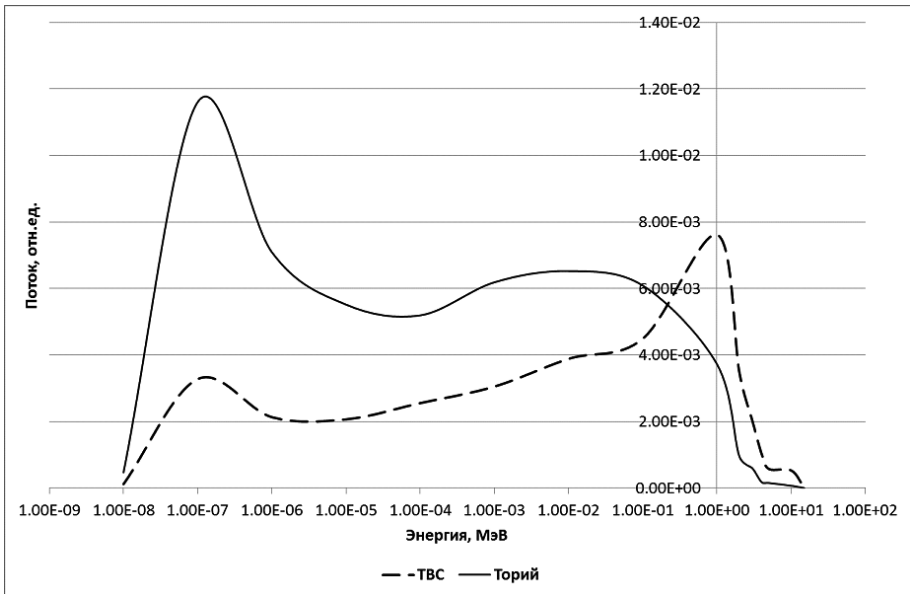


Рисунок 3.64. Спектры нейтронов в ТВС и ториевых стержнях прямоугольной решетки

для выхода на рабочий режим с использованием ториевого сырья. При этом, результат работы будет показывать возможность снижения затрат топливного сырья в тепловых реакторах до уровня соответствующих затрат быстрых реакторов. Основные идеи этих решений:

- часть ториевых поглотителей вводится в отражатель;
- ТВС размещаются в зоне, не содержащей замедлителя нейтронов;
- на границе зоны ТВС вводятся бериллий и висмут, обеспечивающие получение дополнительных нейтронов и возврат быстрых нейтронов в зону ТВС;
- внешняя часть отражателя состоит из графита.

Схема такого реактора представлена на *рисунке 3.65*.

Были исследованы варианты такого реактора, отличающиеся типом

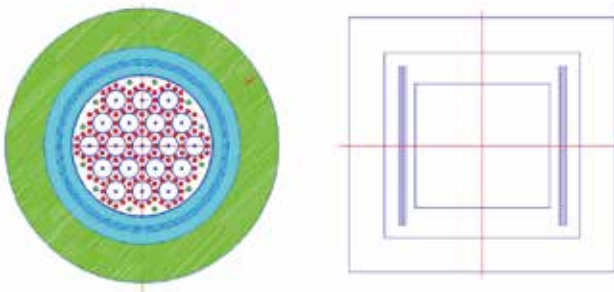


Рисунок 3.65. Реактор со 138 ТВС и ториевыми стержнями компенсации реактивности

топливного материала (металл и диоксид с одинаковой плотностью по урану), наличием слоев бериллия и висмута на границе зоны ТВС и их толщиной, составом и толщиной внешнего слоя отражателя. В таблице 3.24 приведены сравнения характеристик реактора для случая с графитом во внешнем слое отражателя, одинаковой толщиной бериллия и висмута и следующим составом делящихся веществ в топливе: ^{233}U - x %, ^{235}U - x %, ^{239}Pu - x %, ^{241}Pu - x %.

Таблица 3.24. Сравнение характеристик основных вариантов реактора

Номер столбца			1	2
Кол-во ТВС	Наличие Bi, Be	Параметр	Топливо металл	Топливо UO_2
138	Есть	Кэфф	1,148	1,1287
		Потери нейтронов	7,62	7,95
		Утечка нейтронов	3,9138	3,8776
		КВ Th-U	0,9667	1,0367
		КВU-Pu	1,0177	0,941
		Наработка ^{232}U	157	145
		Делен/погл в ^{238}U	14,78	12,69
	Нет	Кэфф	1,19394	1,1675
		Потери нейтронов	8,505	9,091
		Утечка нейтронов	3,4997	3,5346
		КВ Th-U	0,819	0,873
		КВU-Pu	0,9497	0,9417
		Наработка ^{232}U	181	175
		Делен/погл в ^{238}U	14,32	12,25

Анализ данных таблицы 3.24 показывает, что введение слоев бериллия и висмута положительно сказалось на коэффициент воспроизводства в цепочке торий – ^{233}U . Причем потеря в коэффициенте размножения не окажет сильного влияния на характеристику воспроизводства этой цепочки при возможных корреляциях состава топлива.

Важным является также меньший уровень общих потерь нейтронов при наличии слоев бериллия и висмута и меньший уровень наработки ^{232}U в ^{233}U .

Имеются определенные преимущества металлического топлива над оксидным. Но свойства реактора с оксидным топливом вполне приемлемы.

Варианты реактора с наличием слоев бериллия и висмута на границе зоны ТВС обеспечивают расширенный уровень воспроизводства ^{233}U и равновесный режим в цепочке плутониевых нуклидов при небольшой вариации состава топлива. Важной частью в этом является уровень деления в сырьевом ^{238}U .

Проведенные расчеты вариантов кампаний реактора [94] показали легко достижимым получение следующих характеристик:

Масса уранового топлива, кг	2640
Масса тория эффективная, кг	2471
Масса тория реальная, кг	1633
Содержание ДВ в урановом топливе, %	2,688
Содержание ^{235}U в урановом топливе, %	0,4785
Содержание ^{233}U в урановом топливе, %	1,6128
Содержание ^{239}Pu в урановом топливе, %	0,4892
Содержание ^{241}Pu в урановом топливе, %	0,1075
Длительность кампании, час	16 000 (1,82 года)
Потребность в природном уране для 1 кампании	1436 кг
Потребность в уране из отвалов для 1 кампании	1204 кг
Содержание ^{235}U в отвалах, %	0,02
Потребность в ^{233}U , кг	42,58
Потребность в плутонии 239 и 241, кг	15,75
Потребность в природном уране для 2-ой и далее кампаний	1344 кг
Удаление отработавшего топлива из цикла в кампании	1296 кг
Потребность в тории для 2-ой и далее кампаний	28,4 кг
Выгорание в кампании, %	71,3 кг
Доля делений на ^{235}U , %	11,93
Доля делений на ^{233}U , %	40,71
Доля делений на ^{235}Pu , %	2,57
Доля делений на ^{239}Pu , %	30,25
Доля делений на ^{241}Pu , %	9,30
Доля делений на ^{238}U , %	5,24
Доля делений на уран-плутониевом топливе, %	56,72
Доля делений на торий-урановом топливе, %	43,28
Время достижения работоспособности, лет	2,3

В ходе работ по данному направлению были разработаны технические решения, направленные на обеспечения безопасности при возникновении ситуации с вводом большой положительной реактивности [95], на получение технологии изготовления элементов реактора [96 – 98]. Полученные характеристики позволяют говорить о существенных преимуществах разработанного реактора над известными решениями [99 – 103].

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 3

1. Алексеева И.В. Двумерная модель неомогенных кинетических процессов в треках осколков деления в смеси инертных газов / И.В. Алексеева, А.П. Будник // Физико-химическая кинетика в газовой динамике. – 2011. – Т. 11. <http://chemphys.edu.ru/issues/2011-11/articles/163/>
2. E. Batyrbekov, Converting nuclear energy into the energy of coherent optical radiation, *Laser and Particle Beams*, 2013, V. 31, issue 4, p. 673-687.
3. Батырбеков, Э.Г. Ядерно-возбуждаемые источники оптического излучения / Э.Г. Батырбеков. – Алматы, 2008. – 234 с.
4. Mis'kevich, A.I Visible and Near-Infrared Direct Nuclear-Pumped Laser / A.I. Mis'kevich // *Laser Physics*. – 1991. – V.5, №1. – P. 445.
5. Batyrbekov, E.G. Direct and Combined Nuclear Pumped Laser / E.G. Batyrbekov // *Preprint IAE NNC RK*. – Алматы, 1994.
6. Мельников, С.П. Лазеры с ядерной накачкой / С.П. Мельников, А.Н. Сизов, А.А. Синянский. – Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2008. – 440 с.
7. Zagidulin, A.V. A 500-J nuclear-pumped gas laser / A.V. Zagidulin, A.V. Bochkov, V.V. Mironenko, G.S Sofienko // *Technical Physics Letters*. – 2012. – V. 38, № 12. – P. 1059-1062.
8. Magda, E.P. Analyses of experimental and theoretical research of nuclear pumped lasers at the Institute of Technical Physics / E.P. Magda // *Laser and Particle Beams*. – 1993. – V. 11, № 3. – P. 469-476.
9. Batyrbekov, E.G. Effect of the active-medium temperature on the kinetics of plasmachemical processes in directly nuclear-pumped xenon laser / E.G. Batyrbekov // *Technical Physics Letters*. – 2009. – V. 35, № 2. – P. 174-176.
10. Heбner, G.A. Gas temperature dependent output of the atomic argon and xenon lasers / G.A Heбner // *IEEE J. of Quantum Electronics*. – 1995. – V. 31, № 9. – P. 1626-1631.
11. Миськевич А.И. Прямое преобразование ядерной энергии в световое и лазерное излучение: Учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ, 2011.– 164 с.
12. М.У. Хасенов Ядерно-возбуждаемая плазма газовых смесей и лазеры с ядерной накачкой: Монография. Алматы, 2011. – 187 с.
13. Гордиенко Ю.Н., Батырбеков Э.Г., Понкратов Ю.В., Хасенов М.У., Барсуков Н.И., Кульсартов Т.В., Заурбекова Ж.А., Тулубаев Е.Ю. Разработка схемы эксперимента по исследованию ядерно-возбуждаемой люминесценции газовых сред. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2016, с. 61-65.
14. Sadvakassova, A.O. Research of Reactor Radiation Influence upon Processes of Hydrogen Isotopes Interaction with Materials of the Fusion Facility/ A.O. Sadvakassova, T.V. Kulsartov, I.L. Tazhibayeva, E.A. Kenzhin // *Fusion Science and Technology*. – 2011. – Vol. 60. – №1Т. – Pp. 9-15.
15. Tazhibayeva, I. Temperature Dependence of Rate Constant of Hydrogen Isotopes Interaction with Lithium Capillary-Porous System under Reactor Irradiation / I. Tazhibayeva, T. Kulsartov, Yu. Gordienko, A. Mukanova, Yu. Ponkratov, N. Barsukov, E. Tulubaev, E. Platadis, E. Kenzhin // *Fusion Engineering and Design*. – 2013. – Vol. 88, Issues 9–10. – P. 1731-1734.
16. Interaction of tritium and helium with lead–lithium eutectic under reactor irradiation / I. Tazhibayeva, T. Kulsartov, N. Barsukov, Y. Gordienko, Y.

- Ponkratov, Z. Zaurbekova, E. Tulubayev, V. Gnyrya, V. Baklanov, E. Kenzhin // Fusion Engineering and Design.–2014.–Vol. 89, Issues 7–8.–P. 1486-1490.
17. Гордиенко Ю.Н. Применение метода водородопроницаемости в реакторных экспериментах по исследованию взаимодействия изотопов водорода с конструкционными материалами / Гордиенко Ю.Н., Кульсартов Т.В., Понкратов Ю.Н., Гныря В.С., Никитенков Н.Н. // Известия Томского Политехнического Университета, Выпуск 2, Том 324, 2014, с. 149-162.
 18. Фронтасьева, М.В. Нейтронный активационный анализ в науках о жизни: обзор / М.В. Фронтасьева / Физика элементарных частиц и атомного ядра. – 2011. – Т. 42, № 2. – С. 636-716.
 19. Активационный анализ: курс лекции / В.И. Гутько. – Минск: МГЭУ им. А.Д. Сахарова, 2008. – 74 с.
 20. Yu. Aleynikov, S. Kozhakhonov, Yu. Popov, I. Prozorova. Adaptation of INAA method at the IGR reactor. – Abstracts of VII Eurasian conf. «Nuclear Science and its application, Baku, October 21-24, 2014», Baku, IRPANAS, 2014, p. 314.
 21. Алейников Ю.В., Попов Ю.А., Прозорова И.В. и др. Адаптация метода инструментального НАА на реакторе ИГР. – Известия Томского политехнического университета, вып. 3, том 325, 2014, с. 7-13.
 22. Single-comparator methods in reactor neutron activation analysis / A. Simonits, F. De Corte, J. Hoste // J. Radioanal. Chem. – 1975. – Vol. 24. – P. 31.
 23. k₀-Measurements and related nuclear data compilation for (n,) reactor neutron activation analysis / F. De Corte, A. Simonits // J. Radioanal. Nucl. Chem. – 1984. Vol. – 82/2. – P. 385.
 24. Чистота графитовых и углеродных композиционных материалов / О.Г. Капленко, И.В. Гурин, Т.С. Яковицкая // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение (97). – 2011. – № 2. – С.132-136.
 25. Hee M. Chung. Fuel behavior under loss-of-coolant accident situations // Nuclear engineering and technology. – 2005. – V.40, № 4. – P. 327-362.
 26. Experimental Study of Embrittlement of Zr-1% Nb VVER Cladding under LOCA-Relevant Conditions / L. Yegorova, K. Lioutov, N. Jouravkova, A. Konobeev, V. Smirnov, V. Chesanov, A. Goryachev. – Washington, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2005. – 274 p.
 27. Получение циркония ядерной чистоты / Н.Н. Пилипенко // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение (92). – 2008. – № 2. – С. 66-72.
 28. Кутеев, Б.В. Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор / Б.В. Кутеев, В.И. Хрипунов // ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез.– 2009.– Вып. 1.– С. 3-29.
 29. Новости энергетики [Официальный сайт]. URL: <http://novostienergetiki.ru/akademik-evgenij-velixov-gibridnye-reaktory-es-operezhayut-termoyadernye/>– 01.04.2015.
 30. ITER [Официальный сайт]. IFMIF: paving the way for DEMO(s). URL: <https://www.iter.org/newsline/257/1500> – 02.05.2015.
 31. Рождественский, М. Конвертирование тепловых нейтронов в быстрые с энергией 14,1 МэВ II / М. Рождественский, Л. Точеный, Л. Чупова // Атомная техника за рубежом.– 1986.– № 1.– С. 22.

32. Zuev, Yu.N. Feasibility of $3\text{HeD}/6\text{LiD}$ thermal-to-fusion neutron converters for fusion reactor materials testing / Yu.N. Zuev, V.D. Lartsev, Yu.I. Chernukhin, B.N. Goshchitskiy, V.D. Parkhomenko // *Fusion Engineering*.– 1995.– Vol.1.– P. 49-52.
33. Papanicolopoulos, C. Production of (14 ± 2) MeV neutrons in a reactor with an enriched LiD irradiation capsule / C. Papanicolopoulos, R.W. Fink // *Nuclear Instruments and Methods*.– 1978.– Vol. 151.– P. 53-60.
34. Jinnan, Yu. Fusion neutron flux of center hole in LiD assembly under CARR reactor / Jinnan Yu, Xinfu He, Jin Qian, Feng Shen // *Journal of nuclear materials*.– 2011.–Vol. 417.– P. 1341-1344.
35. Almqvist, E. Fast neutrons from the T+D and T+Li reactions / *Canadian Journal of Research*.– 1950.– Vol. 28, №. 4.– P. 433-448.
36. Napier, B.A. Design of an in-core fast neutron generator / B.A. Napier, [et al.] // *Nuclear Instruments and Methods*.– 1976.– V.138.– P. 463.
37. Проекты МАГАТЭ [Офиц. сайт]. Investigations on Materials under High Repetition and Intense Fusion Pulses. URL: <http://cra.iaea.org/crp/project/ProjectDetail?projectId=1754> – 01.05.2015.
38. Miller, W.H. Thermal neutron driven 14.1 MeV neutron generators / W.H. Miller, W.S. Law and R.M. Brugger // *Nuclear Instruments and Methods*.– 1983.– V. 216.– P. 219-226.
39. National Centre of Nuclear Research, Swierk, Poland. [Офиц. сайт]. NCBJ thermal-to-14 MeV neutron converter is a sole device of its kind operated in the world. URL: <http://www.ncbj.gov.pl/en/aktualnosci/ncbj-thermal-14-mev-neutron-converter-sole-device-its-kind-operated-world> – 01.05.2015.
40. National Centre of Nuclear Research, Swierk, Poland. [Офиц. сайт]. Operation of the MARIA research reactor. URL: <http://old.ncbj.gov.pl/en/node/2776> – 01.04.2015.
41. Weiss, A.J. Brookhaven National Laboratory Report BNL-5366R / A.J. Weiss [et al.] // *Abstract in Transactions of American Nuclear Society*, 1960. – 1961. – V. 3. – P. 536.
42. Stang, L.G. Jr. Proc. Symposium on Production and use of short-lived radioisotopes from reactors, IAEA, Vienna. – 1963. – V. 1. – P. 3-29.
43. Baumgartner, F. The conversion factor of thermal neutrons for in fast 14 MeV by LiD and the production of a LiD irradiation tube / F. Baumgartner // *Radiochimica Acta*. – 1963. – V. 1. – P. 222.
44. Frigerio, N.A. Division of biological and medical research annual report / N.A. Frigerio // ANL-7870, Argonne National laboratory. – 1971.
45. Frigerio, N.A. Radiobiological applications of neutron irradiation / N.A. Frigerio // IAEA, Vienna.– 1972.– P. 51-56.
46. Briesmeister, J.F. MCNP – a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport / J.F. Briesmeister [et al.].–Los Alamos, 1997.–LA-7396M.
47. MacFarlane, R.E. New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2 / R.E. MacFarlane. – Los Alamos, 1994.– LA-12639-MS.
48. Активационные измерения потоков и спектров нейтронов в ядерных реакторах / В. Б. Климентов, Г.А. Копчинский, В.В. Фрунзе. – М. : Издательство стандартов, 1974. – 208 с.
49. Внутрореакторная дозиметрия: практическое руководство / Б.А. Брискман, В.В. Генералова [и др]. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 200 с.

50. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских реакторов: ОПБ ИР-94 ПНАЭ Г-16-34-94, 42 с.
51. Голубев, Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений / Б.П. Голубев. – М.: Атомиздат, 1976, 504 с.
52. Веселкин, А.П. Инженерный расчет защиты атомных электростанций / А.П. Веселкин; под ред. Ю.А. Егорова. – М. : Атомиздат, 1976, 296 с.
53. Машкович, В.П. Защита от ионизирующих излучений: справочник / В.П. Машкович, А.В. Кудрявцева. – М. : Энергоатомиздат, 1995, 496 с.
54. Интернет-ресурс: <http://masterok.livejournal.com/1623746.html?thread=22345922>
55. Интернет-ресурс: http://bastion-karpenko.narod.ru/Asteroid_01.html
56. Интернет-ресурс: <http://politrussia.com/news/oruzhie-dlya-zashchity-205/>
57. Интернет-ресурс: <http://www.kp.ru/daily/26039.3/2953926/>
58. Патент РФ - RU 2243621.
59. Распоряжение президента России от 22 июня 2010 г. № 419-рп.
60. Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан». Технико-экономическое обоснование. РГП НЯЦ РК, 2006 г.
61. Семченков Ю., Павловичев А., Чибиняев А., Близость к сценарию: Перспективы эволюционного развития топлива ВВЭР, РОСЭНЕР-ГОАТОМ-инфо, № 10, октябрь 2011, стр. 24-29 (http://www.nrcki.ru/files/Semchenko_Pavlovichev_Chibinyaev_10_2011.pdf)
62. Исследования в обоснование проекта вывода реакторной установки РА из эксплуатации. Азимханов А.С., Вурим А.Д., Колбаенков А.Н., Гныря В.С., Бейсембаев Е.Б., Токтаганов М.О., Алейников Ю.В., Попов Ю.А., Мешин М.М., Дербышев И.К. Вестник НЯЦ РК, выпуск 3, сентябрь 2011, стр. 9-13.
63. Заключение РГП «Госэкспертиза» от 7 июня 2007 года № 2-320/07, приказ Комитета по делам строительства и жилищно-коммунального хозяйства от 25 июля 2007 года № 256-пир.
64. Горбаненко О.А., Дзалбо В.В., Инков А.Ф. Информационно-измерительная система стенда «Байкал-1». История и тенденции развития. Материалы научно-практической конференции «20 лет энергетического пуска реактора ИВГ.1», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995
65. Гатиятов К.А., Коровиков А.Г., Ольховик Д.А. Информационно-измерительная система исследовательского реактора ИВГ.1М. Доклады 9-ой международной конференции «ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ ФИЗИКА» 24-27 сентября 2013 г., Алматы, Казахстан, с. 78-82
66. Коровиков А.Г., Ольховик Д.А. Первый этап модернизации информационно- измерительной системы исследовательского реактора ИВГ.1М. Вестник НЯЦ РК, вып. 4, Курчатов, НЯЦ РК, 2014, с. 5–12
67. Adamov E.O., Bolshov L.A., Ganev I.H. et al. Belaya kniga atomnoi energetiki.– Moscow. 2001. – 270 p. (in Russian).
68. Ponomarev-Stepnoy N.N., Alexeev P.N., Davidenko V.D. et al. Comparison of development directions of nuclear energy in XXI century on the base of material balance. // Atomnaya energiya, 91 (5), 331 (2001) (in Russian).
69. Kotov V.M. Termal reactors with high reproduction of fission materials. – In: Nuclear Power – Practical Aspects. Rijeka: Intechopen.com, 2012, p.179–218.

70. Гарусов Ю.В., Лебедев В.И., Павлов М.А. и др. Концепция развития канального направления ядерных реакторов. литиевый высокотемпературный реактор канального типа (ЛВТР-К). // Международная научно-техническая конференция «Канальные реакторы: проблемы и решения», НИКИЭТ, М, 19-20 ноября 2004 г.
71. Троянов М.Ф., Илюнин В.Г., Калашников А.Г. и др. Некоторые исследования и разработки ториевого топливного цикла. – Атомная энергия, 1998, т. 84, вып.4, с. 287—293.
72. Котов В.М., Котов С.В., Тихомиров Л.Н. Возможность создания теплового реактора с полным использованием уранового и ториевого сырья. // Атомная энергия.- 2003 г., т. 95, вып.5, стр 338-346.
73. Котов В.М., Тихомиров Л.Н., Жумадилова Ж.А., Котов С.В. Концепция ядерного реактора на тепловых нейтронах с полным использованием уранового и ториевого сырья. // Вестник НЯЦ РК, 2003 г., выпуск 4, стр 19-27.
74. Котов В.М., Тихомиров Л.Н. Способ воспроизводства делящихся веществ в ядерном реакторе на тепловых нейтронах. 13598 от 14.08.2003
75. Котов В.М., Котов С.В. Воспроизводство делящихся веществ в тепловых реакторах. // Атомная энергия. 2007 г., т 103, вып. 5. с. 327-329.
76. Котов В.М., Иркимбеков Р.А. Выход в режим стационарной работы теплового реактора с высоким воспроизводством делящихся веществ. // Вестник НЯЦ, 2008 г., выпуск 3, стр 118-122.
77. Котов В.М. Способ воспроизводства делящихся веществ в ядерном реакторе. 13356 от 28.05.2003.
78. Котов В.М. Ядерный реактор на тепловых нейтронах. 14841 от 30.06.2004
79. Котов В.М., Тихомиров Л.Н. Способ воспроизводства делящихся веществ в ядерном реакторе. 14840 от 30.06.2004
80. Котов В.М., Котов С.В. Способ воспроизводства делящихся веществ в замкнутом цикле ядерного реактора. 19336 от 15.04.2008
81. Котов В.М., Котов С.В., Иркимбеков Р.А. Исследование потенциала воспроизводства реакторов РБМК. // Вестник НЯЦ РК. 2005 выпуск 3. Стр 18 - 23.
82. V.M. Kotov, S.V. Kotov, Zh.S. Takibaev, L.N. Tikhomirov. Liquid-salt channel-type reactor with dynamic loading and core superposition. // Plasma Devices and Operations. Vol. 13, No. 3, September 2005, 213-221.
83. V.M. Kotov. Application of volume neutron source to enhance the use of fertile materials in nuclear power at thermal reactors. // Plasma Devices and Operations. Vol. 15, No. 3, September 2007, 219-224.
84. Котов В.М., Дудко А.С., Иркимбеков Р.А. Расчет электроядерной установки для выработки делящегося вещества. // Вестник НЯЦ, 2008 г., выпуск 3, стр 76-79.
85. Котов В.М., Дудко А.С. Исследование реактора с набором ТВС отличающихся спектром нейтронов. // Вестник НЯЦ, 2010 г., выпуск 4, стр 70-74.
86. Vladimir M. Kotov, Anna S. Sergeeva, Ruslan A. Irkimbekov, and Vladislav I. Suprunov. The Possibilities of Fission Material Reproduction Increase in Thermal Reactor with the Assemblies with a Hard Neutron Spectrum. //

- Science and Technology of Nuclear Installations. <http://www.hindawi.com/journals/stni/2011/897165/>
87. Котов В.М., Зеленский Д.И. Газоохлаждаемый реактор с высоким коэффициентом полезного действия. / Атомные станции малой мощности: новое направление развития энергетики. Под редакцией академика РАН А.А. Саркисова. М. Наука. 2011, с. 272-289.
 88. Котов В.М., Витюк Г.А., Зеленский Д.И., Иркимбеков Р.А., Мухаметжарова Р.А. Газоохлаждаемый реактор с водяным замедлителем. // «Фундаментальные и прикладные проблемы науки», М.: РАН, 2011 г.
 89. Котов В.М. Газоохлаждаемый реактор с паровой машиной Ренкина. 26118 от 20.06.2012 г.
 90. Котов В.М., Витюк Г.А., Сураев А.С. Возможности газоохлаждаемых реакторов с водным замедлителем. Атомная энергия, 2014 г., т., 116, вып. 1, с.
 91. Сураев А.С., Котов В.М., Скаков М.К., Батырбеков Э.Г., Виелеба В.К. Исследование парообразования и перегрева пара в тонкостенных теплообменных трубках. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2016, с. 73-76.
 92. Котов В.М. Способ работы канального ядерного реактора и реактор для его осуществления. № 2015/0847.1
 93. Котов В.М., Витюк В.А., Иданова Д.С., Сураев А.С., Ерыгина Л.А. АЭС на основе газоохлаждаемого реактора с водным замедлителем // Материалы научно-технической конференции «Нейтронно-физические проблемы ядерной энергетики», Обнинск, Россия, 12-16 октября 2015.– 2015.– С. 34-35.
 94. Котов В.М., Иркимбеков Р.А. Расчет характеристик кампании энергетических реакторов. // Вестник НЯЦ РК. 2011 г., выпуск 3. Стр 14 - 17
 95. Котов В.М. Газоохлаждаемый реактор с водным замедлителем и способ управления его работой. Инновационный патент Республики Казахстан № 23234 от 20 сентября 2010 г.
 96. Котов, В. М. Котов С. В. Канальный ядерный реактор с интегральными коллекторами: - Инновационный патент Республики Казахстан, № 21276 от 25 марта 2009 г.
 97. Котов В.М. Твэл с уран-ториевым топливом. 23235 от 20.09.2010 г.
 98. Котов В.М., Ерыгина Л.А. Твэл с составным металлическим сердечником. 30575 от 16.11.2015
 99. М.В. Розенталь, П.Н. Хаубенрейх, Х.Е. Маккой, Л.Е. Макнис. Последние достижения в разработках реакторов на расплавленных солях. // Перевод с англ. М., ЦНИИ информации и технико-экономических исследований по атомной науке и технике. 1972 г. 72 стр.
 100. Блинкин В.Л., Новиков В.М. Жидкосольевые реакторы. М. Атомиздат. 1978 г. 111 стр.
 101. Radkowsky A. Applying a thorium-based fuel to non-proliferative commercial light-water reactors. – Nucl. Europe Worldscan, 2000, N 5-6, p.54
 102. Соколова И.Д., Шульга Н.А. Усовершенствованные, перспективные и альтернативные технологии ядерного топливного цикла. «Атомная техника за рубежом», 2004 г. №10. Стр. 3 – 15.
 103. Masuro Ogawa, Tetsuo Nishihara. Present status of energy in Japan and HTTR project. //

ГЛАВА 4. ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ И ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙ НА АЭС

4.1 Предпосылки для изучения процессов сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов и краткий обзор проектов

В 1983 – 1992 годах на стендовом комплексе «Байкал-1» и комплексе реактора ИГР проводились внутриреакторные и вне реакторные экспериментальные исследования по проблемам безопасности ядерных энергетических реакторов типа ВВЭР-1000, ИВВ-2М, БН-800, БРЕСТ-300 с водяным и жидкометаллическим теплоносителями. Именно в это время создавалось экспериментальное оборудование для проведения исследований по проблемам безопасности энергетических реакторов, в том числе для экспериментов по изучению тяжелых аварий с плавлением активной зоны реактора, был приобретен опыт проведения подобных исследований, были получены результаты, которые послужили основой для начала японско-казахстанского сотрудничества.

Первые контакты между японскими специалистами и специалистами НЯЦ РК возникли на международных форумах в 1993 году, где наши специалисты докладывали о результатах проведенных исследований и существующем экспериментальном оборудовании

В итоге последующих переговоров, в сентябре 1994 года, были заключены первое рамочное Соглашение между NUPEC (Nuclear Power Engineering Corporation) и НЯЦ РК и первый годовой контракт по проведению экспериментов по программе проекта COTELS.

За прошедший период в рамках совместных проектов успешно были выполнены «вне реакторные» экспериментальные исследования по проблемам безопасности легководных энергетических реакторов АЭС (проекты COTELS и IVR-AM), начаты и продолжаются исследования в обоснование безопасности реакторов на быстрых нейтронах (проект EAGLE).

В результате совместного сотрудничества были созданы новые экспериментальные установки и устройства, получены результаты, признанные мировой научной общественностью.

В рамках работ по проекту COTELS были выполнены методические эксперименты по отработке конструкции высокотемпературной электроплавильной печи, предназначенной для плавления композиции материалов активной зоны водоохлаждаемого реактора с последующим нагревом кориума до температуры 3100 К и его сливом в экспериментальную секцию. В конструкции печи были использованы современные технологии и высокотемпературные материалы. Созданию печи предшествовали маломасштабные эксперименты по отработке режимов плавления и материальной схемы печи. При проведении методических экспериментов определялись характеристики струи расплава.

Были выполнены три исследовательские программы по изучению процессов, сопровождающих тяжёлую аварию водоохлаждаемого энергетического реактора с плавлением его активной зоны, включающие в себя:

- эксперименты по исследованию взаимодействия расплава с водой (FCI);
- эксперименты по исследованию взаимодействия расплава с водой и бетоном (MCCI), при условиях подачи охлаждающей воды на поверхность расплава (находящегося в бетонной ловушке) и имитации остаточного тепловыделения в расплаве;
- эксперименты по исследованию взаимодействия кориума с материалом модели нижнего днища корпуса реактора (LNI) при наличии охлаждения кориума водой.

Результаты этих исследований подтвердили возможность управления тяжелой аварией на разных стадиях ее развития и были признаны мировой научной общественностью.

При выполнении программы COTELS была создана новая конструкция установки ЛАВА-Б, позволяющая проводить не только вышеперечисленные эксперименты, но и эксперименты по программе последующего за проектом COTELS проекта IVR-AM.

Программа **проекта IVR-AM** была направлена на исследование взаимодействия кориума с материалом модели нижнего днища корпуса реактора при имитации остаточного тепловыделения в топливе и имитации работы систем охлаждения, подавляющих это взаимодействие. Для этой цели был создан нагреватель расплава, позволяющий имитировать остаточное тепловыделение в топливе прямым пропусканием тока через кориум и за счет горения дуги в межэлектродном пространстве. Программа проекта IVR-AM изначально была рассчитана на 5 лет, однако последующая после начала программы реорганизация NUPEC (идеолога этой программы) не позволила реализовать ее в полном объеме, так как сроки выполнения программы сократились до трех лет. По программе данного проекта было проведено четыре эксперимента, которые показали возможность проведения таких исследований в будущем.

Оборудование и установка ЛАВА-Б, модернизированная установка ВЧГ-135М, подготовленные для экспериментов IVR-AM, послужили основой для выполнения экспериментальных исследований по проекту МНТЦ «INVECOR», и после их дальнейшей модернизации и отработки эксплуатационных режимов позволили успешно реализовать этот проект, а впоследствии использовать эти установки для новых проектов CORMIT и Fukushima Debris, которые были успешно реализованы в рамках контрактов с TOSHIBA (Япония).

Главной целью **проекта МНТЦ «INVECOR»** являлось экспериментальное изучение нестационарных процессов при удержании кориума в корпусе реактора при имитации остаточного тепловыделения. Проект выполнялся с мая 2006 г. по 30 апрель 2010 г. В процессе выполнения проекта была модернизирована установка ЛАВА-Б, оптимизированы технологии плавки и имитации остаточного энерговыделения; выполнены 4 крупномасштабных эксперимента с имитацией энерговыделения в бассейне расплава (имитатора оксидного кориума С-30 и оксидно-металлического кориума С-30 с добавлением нержавеющей стали), находящемся

в модели корпуса реактора, а также проведено исследование результатов взаимодействия кориума со сталью и изучение состава и свойств продуктов взаимодействия.

Цель экспериментов проекта CORMIT было исследование процесса взаимодействия расплава активной зоны водоохлаждаемого реактора с различными высокотемпературными защитными материалами, которые могут быть нанесены на бетонное основание подреакторной ловушки расплава. Переговоры с представителями компании Toshiba о проведении этих экспериментальных исследований состоялись в начале 2012 года. Экспериментальные исследования по проекту CORMIT выполнялись, начиная с IV квартала 2012 года до марта 2016 года. Работы выполнены при посредничестве Marubeni US Ltd. Эксперименты проводились на стенде ВЧГ-135 и установке ЛАВА-Б. В рамках проекта CORMIT выполнено десять крупномасштабных экспериментов на установке ЛАВА-Б и проведены несколько серий маломасштабных экспериментов (всего 68 экспериментов) по определению температур фазовых переходов при плавлении прототипа кориума заданного состава и изучению взаимодействия расплава прототипа кориума с образцами кандидатных защитных материалов (окиси алюминия и окиси циркония), комплекс материаловедческих исследований полученного в результате экспериментов материала с применением методов локального элементного анализа на растровом электронном микроскопе (EDS) и рентгеновского фазового анализа (XRD).

Проект Fukushima Debris направлен на моделирование и последующее изучение свойств застывших фрагментов расплава активной зоны реакторов АЭС Фукусима-1, с целью обоснования создания конструкций механизмов по переработке реальных застывших фрагментов расплава активной зоны аварийных реакторов АЭС Фукусима-1. Работы выполняются по заказу компании Toshiba при посредничестве Marubeni US Ltd. Работы по проекту начались в сентябре 2014 года и были завершены в марте 2016 года. В процессе реализации проекта были проведены три крупномасштабных эксперимента на установке ЛАВА-Б и 12 маломасштабных экспериментов на стенде ВЧГ-135, выполнен комплекс материаловедческих исследований по определению свойств затвердевшего кориума, изучены возможности резки кориума абразивным инструментом и оценена скорость процесса резки.

Параллельно с выполнением описанных выше исследований продвигалась работа по изучению возможности проведения исследований на экспериментальной базе ИАЭ НЯЦ РК в обоснование безопасности реакторов на быстрых нейтронах. Программа направлена на исследование процессов, сопровождающих тяжелую аварию энергетического реактора на быстрых нейтронах с плавлением его активной зоны. Цель исследований – решение ключевых проблем безопасности, направленных на смягчение последствий или предотвращение возникновения повторной критичности в течение постулированной аварии с плавлением активной зоны создаваемого в настоящее время коммерческого реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Одним из возможных путей решения этой проблемы являлось использование в активной

зоне существующих и предлагаемых конструкций, предназначенных для задания направленного (контролируемого) перемещения расплавленного топлива за пределы активной зоны реактора.

В июле 1995 года НЯЦ РК посетили японские специалисты из ТИТ (Tokyo Institute of Technology – Токийский Технологический Институт), JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute - Японский институт развития ядерного топливного цикла, ныне японское агентство JAEA (Japan Atomic Energy Agency – Агентство по Атомной Энергии Японии), образовавшееся слиянием двух крупных институтов Японии JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute - Японский институт атомной энергии) и JNC)), а также специалисты из японских фирм - производителей реакторного оборудования. Главным результатом этой встречи явилось решение проводить в реакторе ИГР внутриреакторные эксперименты по программе проекта, который впоследствии получил название EAGLE.

В декабре 1995 года был заключен первый контракт с JAPC (японская атомно-энергетическая компания – Japan Atomic Power Company) по обоснованию возможности проведения в реакторе ИГР экспериментов, направленных на исследование проблемы контролируемого перемещения расплава топлива, ознаменовав тем самым дату официального начала работ по проекту.

В 1998 году в программу работ по проекту EAGLE были включены вне-реакторные эксперименты. В связи с этим в 1999 году началось строительство стенда внереакторных установок, проектирование и изготовление внереакторных экспериментальных устройств. Открытие первой очереди этого стенда, получившего одноименное с проектом EAGLE название, состоялось в мае 2000 года. После сдачи стенда EAGLE в эксплуатацию на нем проводились эксперименты, которые были направлены на:

- поэтапную комплексную проверку работоспособности всех узлов экспериментальной установки и проверку функционирования средств измерения параметров,
- получение кориума требуемого состава;
- подтверждение возможности контролируемого перемещения расплава по сливной трубе, имитирующей аналогичную конструкцию ТВС в канале для внутриреакторных экспериментов, а также по зазорам, моделирующим существующие особенности конструкций активной зоны реактора;
- изучение охлаждаемости и фрагментации расплава в бассейне с натрием.

В качестве исходных материалов для получения расплава на стенде EAGLE использовались диоксид урана, окись циркония и нержавеющая сталь или окись алюминия. Основная часть экспериментов проводилась с использованием жидкого натрия.

Основная роль в программе **проекта EAGLE** отводилась подготовке и проведению внутриреакторных экспериментов. Начиная с 2001 года, в соответствии с программой работ было проведено большое количество методических реакторных экспериментов, направленных на отработку средств и методик измерения параметров и на обоснование конструкции экспериментальных каналов. После их завершения были проведены сложные подготовительные эксперименты, которые явились предтечей

основной серии экспериментальных исследований – внутриреакторных интегральных экспериментов. Два первых интегральных эксперимента, в соответствии с программой проекта EAGLE, были проведены в 2006 году на реакторном комплексе ИГР.

Проект EAGLE реализовывался поэтапно, причем каждый из этапов был посвящен проведению отдельных специфических исследований:

1996-2006 гг. **Проект EAGLE-1.** Экспериментальные исследования для подтверждения реализуемости концепции управляемого перемещения расплавленного топлива из активной зоны через трубную конструкцию, установленную внутри ТВС, вниз (в нижний пленум быстрого реактора с натриевым теплоносителем).

2007–2012 гг. **Проект EAGLE 2, 1 этап.** Исследование возможности управляемого перемещения расплава активной зоны вверх (по направляющим трубам регулирующих стержней реактора) в условиях постулированной тяжелой аварии энергетического реактора на быстрых нейтронах с целью предотвращения повторной критичности. Программа работ проекта EAGLE-2 предусматривала проведение внутриреакторных и вне-реакторных экспериментальных исследований.

2012–2014 гг. **Проект EAGLE 2, 2 этап.** Проведение вне-реакторных экспериментов по изучению фрагментации расплава в бассейне с натрием, проведение послепусковых исследований (PTE) экспериментальных устройств, испытанных по программе Проекта EAGLE 2, 1 этап.

2014 г. **Проект Post EAGLE 2.** Проведение технического обоснования возможности проведения экспериментов по изучению процессов по планируемой программе EAGLE-3

2015–2020 гг. В марте 2015 года был подписан новый долгосрочный контракт на продолжение исследовательских работ по **проекту EAGLE (EAGLE-3)**. Новая программа EAGLE-3 направлена на изучение ключевых процессов, доминирующих в фазах перемещения топлива и отвода тепловыделения (знание которых необходимо для оценки возможности удержания топлива внутри корпуса реактора при аварии с разрушением АЗ).

В рамках проекта EAGLE в период с 2000 по 2014 год было проведено 45 вне-реакторных экспериментов на стенде EAGLE и восемь внутриреакторных экспериментов на КИР ИГР. В рамках нового контракта в период с 2015 по 2020 гг. будут проведены 13 вне-реакторных и 3 внутриреакторных экспериментов, направленных на исследования отдельных особенностей процессов перемещения и охлаждения расплавленного топлива внутри быстрого реактора. Первый вне-реакторный эксперимент по программе проекта EAGLE-3 был проведен в ноябре 2015 года.

Исследования для обоснования безопасности реакторов на быстрых нейтронах проводятся также в рамках проектов **SAIGA** и **MYRRHA**.

Проект **SAIGA** реализуется в рамках программы Комиссариата по атомной энергии и альтернативным источникам (CEA) по строительству прототипного реактора на быстрых нейтронах Поколения IV с натриевым теплоносителем **ASTRID** (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration). Планируется провести внутриреакторные эксперименты в реакторе ИГР ИАЭ НЯЦ РК. Цель экспериментов

– обоснование способности конструкции активной зоны проектируемого реактора смягчать последствия тяжелой аварии реактора с плавлением топлива (блокировка расхода натрия через ТВС, быстрый и/или неконтролируемый рост положительной реактивности)

Институт атомной энергии НЯЦ РК, обладающий уникальным исследовательским реактором ИГР, оказался в поле внимания разработчиков исследовательского реактора MYRRHA, которые рассматривают реактор ИГР и специалистов института как потенциальных участников **проекта MYRRHA** на этапе отработки топлива для реактора MYRRHA. Реактор MYRRHA разрабатывается консорциумом SCK•CEN и Бельгийским ядерным исследовательским центром в Моле в течение нескольких лет и является многоцелевой облучательной установкой. Реактор MYRRHA – многофункциональный реактор с быстрым энергетическим спектром нейтронов, с мощностью 50-100 MW, способный работать в подкритическом и критическом режимах и запускаемый с помощью протонного ускорителя.

Национальный ядерный центр Республики Казахстан является участником Международного консорциума организаций, которые привлекаются к созданию реактора MYRRHA. НЯЦ РК будет привлечен к работам по обоснованию безопасности реактора MYRRHA в тяжелых авариях. В 2016 году планируется провести силами ИАЭ НЯЦ РК теоретическое обоснование и предварительное концептуальное проектирование экспериментальных устройств для проведения внутриреакторных экспериментов.

4.2 Моделирование взаимодействия кориума легководного реактора с водой в реакторе ИГР

Осознание принципиальной возможности возникновения тяжелой аварии в легководном энергетическом реакторе (чему способствовали, прежде всего, события на TMI2 в США) является причиной того, что во многих странах ведутся интенсивные исследования по безопасности атомной энергетики. В этих исследованиях установлено, в частности, что при всем многообразии процессов протекания тяжелой аварии легководного реактора с потерей теплоносителя всегда существует вероятность взаимодействия расплава материалов активной зоны (кориума) с водой. Во внутрикорпусной фазе аварии это произойдет в момент стекания кориума в нижний объем реакторного сосуда, а во вне реакторной фазе, то есть после проплавления днища корпуса, – при сливе кориума под давлением в подреакторную шахту или ловушку. Предполагается [1], что во время аварии и в нижнем объеме реакторного сосуда, и в подреакторной шахте будет находиться вода.

Взаимодействие кориума с водой вызовет интенсивное парообразование и выделение водорода. При этом возможно возникновение сильной ударной волны, обусловленной паровым взрывом и создающей значительные динамические нагрузки на корпус реактора при внутрикорпусной фазе аварии или на контейнмент при внекорпусной фазе. Эксперименты, проведенные в лаборатории SANDIA в США [2] и на установке MFTF в Уинфритской лаборатории UKAEA [3], не дали однозначного ответа о вероятности возникновения и параметрах парового взрыва в слу-

чае взаимодействия расплава материалов АЗ с водой. Кроме того, неясно влияние на характер взаимодействия таких факторов, как химический состав и температура расплава, высота падения расплава, глубина слоя воды в водном объеме, соотношение масс расплава и воды (температура воды и др.), а также присутствие в расплаве продуктов деления, которые могут оказаться катализаторами процесса.

Сценарий развития аварии в реакторе типа ВВЭР-1000 при отсутствии парового взрыва рассматривался с помощью пакета расчетных программ STCP, причем пакет включает в себя ряд экспериментально полученных соотношений для описания процессов фрагментации расплава в воде, парообразования, выхода водорода и продуктов деления, однако все используемые соотношения получены для активных зон реакторов типа PWR и условий развития аварий в реакторах PWR. Сценарий же развития аварии с паровым взрывом и взрывом водорода не рассматривался из-за отсутствия соответствующих расчетных моделей.

Хотя особенности процессов взаимодействия кориума натурального состава с водой изучены пока недостаточно полно, но уже хорошо известно [4, 5], что скорость и интенсивность генерации пара и выделения водорода должны зависеть от совокупности таких конкретных исходных условий, как давление среды, характер стекания кориума (струями, лавиной), высота падения кориума, глубина слоя воды, температуры кориума и воды, соотношения их масс и др. Уточнение существующих и разработка новых вычислительных кодов, моделирующих перечисленные выше процессы, требуют получения экспериментальных данных, характеризующих особенности протекания сопровождающих тяжелую аварию процессов. Для этих целей в самом начале девяностых годов прошлого столетия в ОЭ НПО «Луч» в рамках работ по договору с ОКБ «Гидропресс» (г. Подольск) были подготовлены и проведены реакторные эксперименты с ампульными устройствами плавления (АУП), помещаемыми в ЦЭК реактора ИГР [6]. Следует отметить, что этими работами были начаты в ОЭ НПО «Луч» и продолжены в ИАЭ НЯЦ РК широкомасштабные исследования [7-10] в направлении безопасности атомной энергетики.

Подготовка и проведение реакторных экспериментов по изучению описываемых выше процессов представляли собой сложную научно-техническую задачу, что связано не только с чисто техническими проблемами удержания и слива из плавильной камеры высокотемпературного (до 3200 К) расплава, но и с технологическими аспектами экспериментов, с организацией измерений параметров, характеризующих исследуемые процессы, с отбором проб внутриампульной среды для определения выхода водорода, с материаловедческими исследованиями, включающими макро- и микроструктурные исследования застывших фрагментов расплава, и с исследованиями элементного состава материала фрагментов.

4.2.1 Условия проведения экспериментов

Модельные эксперименты по взаимодействию расплава кориума с теплоносителем проводились в ампульных устройствах плавления типа АУП и АУП-М реактора ИГР, схемы конструкций которых показаны на *рисунке 4.1*.

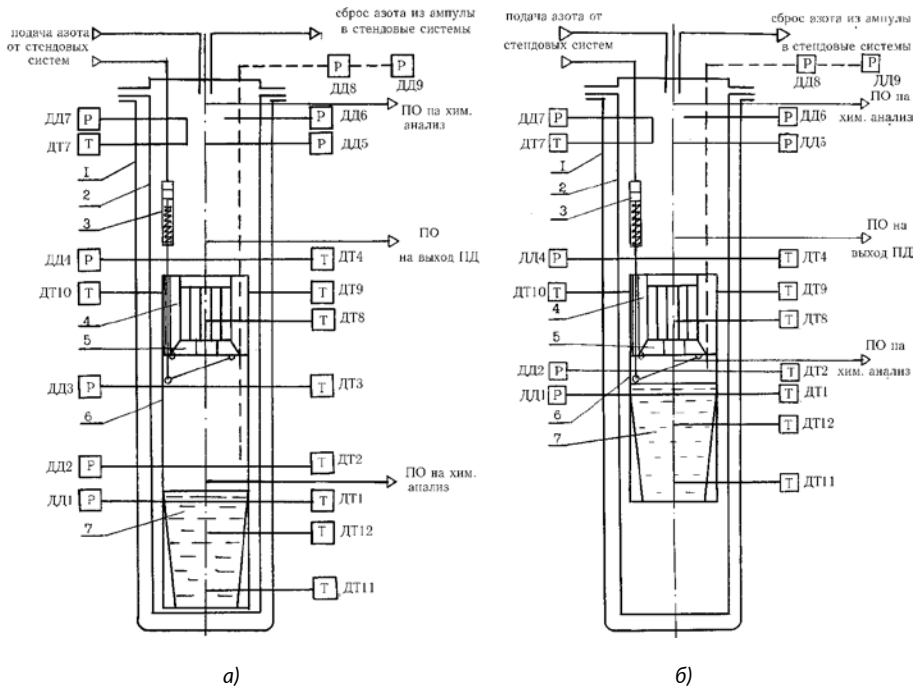


Рисунок 4.1. Схема внутривапорных устройств АУП (а) и АУП-М (б)

Конструктивно эти устройства состоят из следующих основных узлов: внешнего силового чехла (1), внутреннего силового чехла (2), плавильной камеры (ПК) (4) и энергогасящего устройства (6) двух модификаций для обеспечения высоты сброса расплава 1 м и спокойного слива расплава с высоты 0,05 м. В основании энергогасящего устройства размещен контейнер-ловушка (7) с водой.

Конструкция плавильной камеры представляет собой цилиндрический медный стакан-тигель с открывающимся при помощи пневматического устройства (3) молибденовым дном-затвором (5), обеспечивающим слив расплава из полости тигля в воду. Внутренняя поверхность ПК защищена от температурного воздействия теплоизоляционным материалом – слоем порошка обедненного диоксида урана. Внутри ПК устанавливается ТВС, состоящая из 18 ТВЭлов, набранных из штатных таблеток ВВЭР различного обогащения для обеспечения профилирования энерговыделения по радиусу и высоте ТВС. Размеры тигля ПК позволяют поместить внутри его ТВЭлы с оболочками из циркониевого сплава (Э110) и разместить между ними требуемое количество нержавеющей стали для создания заданной исходной композиции материалов.

Для обеспечения безопасности проведения экспериментов ампулы АУП и АУП-М были снабжены датчиками температуры (ДТ) и датчиками давления (ДД) для измерения температуры расплава, температуры материала

тигля ПК, температуры воды в контейнере-ловушке, температуры внутри-ампульной среды, импульса давления в воде и над поверхностью воды, давления внутриампульной среды. Кроме того, при проведении экспериментов осуществлялся отбор проб газовой среды из внутриампульного пространства для химического анализа и определения выхода продуктов деления.

Были выполнены две серии экспериментов (каждая серия состояла из шести экспериментов) по плавлению композиций материалов активной зоны водоохлаждаемого реактора типа ВВЭР. Девять плавок выполнялись в АУП со сбросом расплава с высоты 1 м в холодную (~300 К) воду, а 3 плавки – в АУПМ со «спокойным» сливом с высоты 5 см в горячую (~400 К) воду. Исходные композиции материалов, загружаемых в плавильную камеру, представляли собой один из четырех вариантов: UO_2 , $UO_2+Zr(1\%Nb)$, $UO_2+Zr(1\%Nb)+ZrO_2$, $UO_2+Zr(1\%Nb)+$ сталь 12X18H10T (состав композиций материалов, загружаемых в ПК ампульных устройств, приведен в *таблице 4.1*). Масса загружаемого материала в каждом эксперименте составляла около 0,9 кг, масса и глубина слоя воды в ловушке – примерно 1,5 кг и 25 см соответственно. Давление инертного газа внутри ампул объемом ~23 литра перед сливом было на уровне 1,2 МПа; температура расплава в момент слива достигала 3500 - 3700 К.

Таблица 4.1. Состав композиций материалов, загружаемых в ПК АУП

Состав композиции	Первая серия экспериментов						Вторая серия экспериментов					
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Таблетки UO_2 , г.	549	549	549	549	549	549	501	503	501	503	502	503
Порошок UO_2 (обедн.), г.	330	330	330	230	230	210	330	330	242	242	242	242
Сплав Э110, г	-	-	-	158	158	125	158	158	-	158	158	158
Сталь 12X18H10T, г.	-	-	-	-	-	58	-	7	-	-	-	7
ZrO_2 , г.	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	68	-
Al-фольга, г.	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5	5

Во всех 12 экспериментах в момент взаимодействия расплава с водой измерялся импульс давления в воде и над водой, а после взаимодействия осуществлялся отбор проб газа из ампул для определения прироста содержания водорода и кислорода. Для оценки степени фрагментации расплава проводилось разделение продуктов плавления на 11 фракций при помощи сит с размерами ячеек x_i , равными 0,4, 0,5, 0,8, 1,1, 1,5, 2,0, 3,2, 4,2, 5,0 и 7,0 мм, измерение масс каждой фракции m_i и определение числа фрагментов z_i в ней.

4.2.2 Результаты экспериментов

Плавление и достаточно полный слив расплава из ПК в воду удалось осуществить в 9 из 12 экспериментах, если считать эксперимент с АУП №8 тоже не удавшимся (см. *таблицу 4.2*). Во всех удавшихся опытах

в момент слива были зафиксированы всплески давления, интенсивность и ширина импульса которых зависели от условий эксперимента. В случае сброса расплава с высоты 1 м в холодную воду (АУП) ширина импульса находилась в диапазоне от 10 до 30 мс, а амплитуда – в пределах 4,7-5,9 МПа в воде и 4,04,5 МПа в парогазовой среде. В случае спокойного слива расплава с высоты 5 см в горячую воду (АУП-М) наблюдался импульс с шириной порядка 100-200 мс и меньшей амплитудой: до ~2,8 МПа в воде и до ~2,1 МПа в парогазовой среде [11]. Полученное свидетельствовало о том, что паровой взрыв имел место только в первом случае, т.е. в условиях экспериментов с АУП, а в случае с АУП-М он отсутствовал.

Таблица 4.2. Результаты реакторных плавов коридумов в устройствах АУП и АУП-М

Номер ампулы	Исходный состав материалов плавления	Исходная масса материалов плавления M_0 , г	Собранная в ловушке масса продуктов плавления M , г
АУП №1	UO ₂	884	~0*
АУП №2	UO ₂	884	595
АУП №3	UO ₂	884	734
АУП №4	UO ₂ + 17% Zr	942	913
АУП №5	UO ₂ + 17% Zr	942	858
АУП №6	UO ₂ + 13% Zr + 6% Ст	947	842
АУП №7	UO ₂ + 16% Zr	994	894
АУП №8	UO ₂ + 15% Zr + 7% Ст	1066	198**
АУП №12	UO ₂ + 16% Zr + 7% Ст	978	898
АУПМ №9	UO ₂	748	0***
АУПМ №10	UO ₂ + 17% Zr	908	531
АУПМ №11	UO ₂ + 16% Zr + 7% ZrO ₂	975	865

Примечание:

* - отсутствие плавления материала;

** - неполное срабатывание затвора ПК;

*** - полный отказ затвора ПК.

Установлено, что при взаимодействии с водой происходила сильная фрагментация расплава. Собранный в ловушке продукт плавления представлял собой в основном смесь мелких частиц с небольшим количеством относительно крупных фрагментов (см., например, рисунок 4.2). Примерно половина массы продуктов плавления в каждом эксперименте была сосредоточена во фрагментах размером в среднем менее 1,5 мм, а массовая доля самых крупных фрагментов (размером более 7мм) составляла менее 10 %.

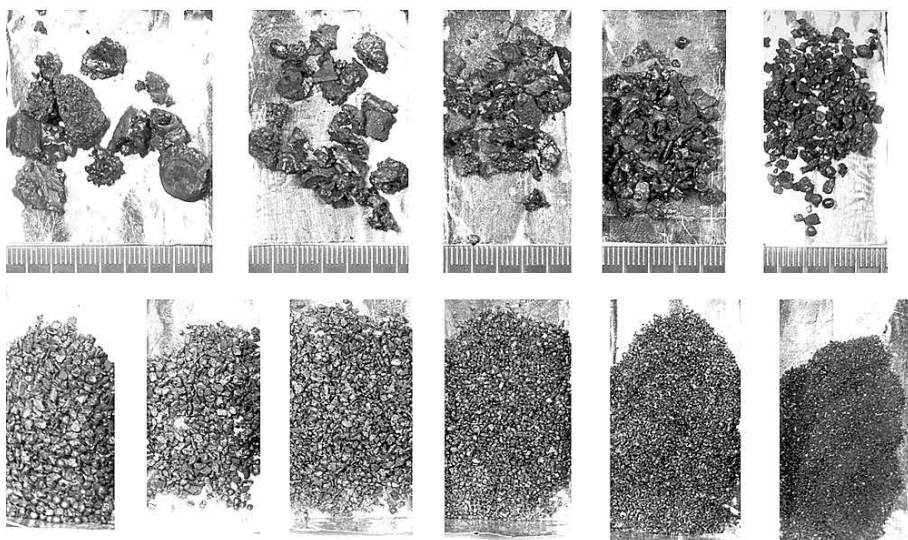


Рисунок 4.2. Внешний вид фрагментов расплава, полученных в эксперименте с АУП №7

Выяснено, что характерный средний размер фрагментов зависит и от состава расплавляемой композиции, и от высоты сброса расплава в воду. В целом анализ размеров фрагментов, полученных в обеих сериях экспериментов, показал заметное увеличение среднего характерного размера фрагментов расплава с увеличением в расплавляемой композиции доли металлических компонентов, что связано, очевидно, с изменением физико-механических (в первую очередь пластических) свойств материала фрагментов. Кроме того, отмечается тенденция увеличения этого размера с уменьшением высоты сброса.

В качестве характеристики степени фрагментации на *рисунке 4.3* представлена доля суммарной массы всех фрагментов с размером x не более x_i . Как видно из полученного, наиболее сильное измельчение происходило при сливе расплавов, не содержащих цирконий, с высоты 1 м; при сливе цирконийсодержащих расплавов большее измельчение происходило при большей высоте падения.

Первое обстоятельство связано, повидимому, с более высокой температурой затвердевания расплава UO_2 по сравнению с расплавом UO_2Zr , второе – с различием в интенсивности механического взаимодействия расплава с водой из-за различия в скорости падения расплава в воду.

4.2.3 Макроструктура фрагментов

При исследовании макроструктуры фрагментов кориумов было выяснено [12, 13], что морфология поверхности и геометрические формы фрагментов любого размера во всех расплавах достаточно близки. На поверхности фрагментов присутствовали макротрещины, а также поры

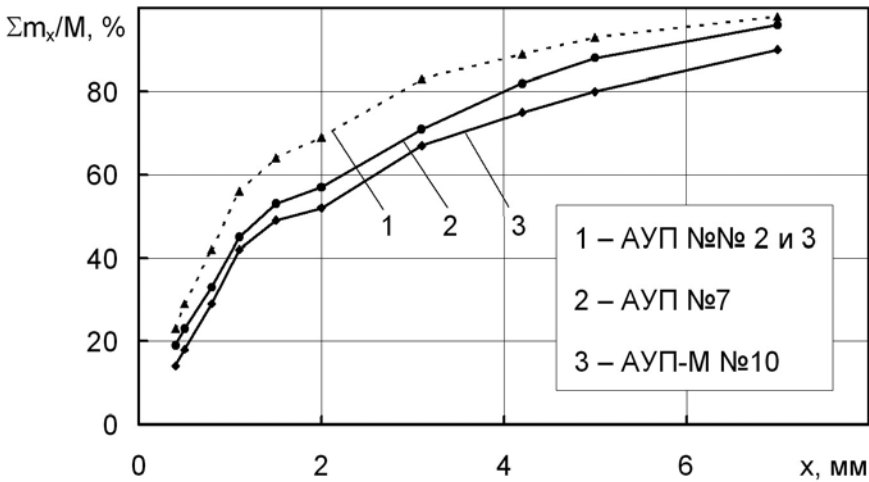


Рисунок 4.3. Степень фрагментации расплавов UO_2 при сливе с высоты 1 м (1) и расплавов UO_2+Zr при сливе с высоты 1 м (2) и 5 см (3)

и пустоты открытого типа, строение поверхности было сильно развитым, а форма фрагментов в усредненном виде приближалась к параллелепипеду с отношением меньшего размера к большему как 1:1,5 (рисунок 4.4).

Эти особенности были использованы для определения общих (S_f) и удельных (S_f/m_f) поверхностей фрагментов в каждой из одиннадцати фракций расплавов из всех устройств АУП и АУП-М. При определении S_f поверхность фрагмента аппроксимировалась поверхностью описанного вокруг него эллипсоида вращения с отношением размеров $2a/2b = 1,5:1$ (при выпрямлении развитой поверхности параллелепипеда последняя должна сравняться с поверхностью эллипсоида).

Так как фрагменты способны проникать сквозь сито, ориентируясь большим своим размером поперек сита, то $2b$ соответствует размеру ячейки сита x_i . С учетом этого примерную величину общей поверхности фрагментов в x_i ой фракции можно определить по формуле $S_i = 1,35 z_i \pi (x_i)^2$.

Оказалось, что поверхность фрагментов самой мелкой фракции S_1 в 25 раз превышает суммарную поверхность фрагментов всех остальных фракций расплава ($S_2 + S_3 + \dots + S_{11}$), то есть основная часть поверхности взаимодействия расплава с водой является поверхностью самых мелких (<0,4 мм) фрагментов. В совокупности с максимально высокой скоростью теплоотдачи у этих фрагментов, обусловленной максимально высокой удельной поверхностью (S_f/m_f превышало, например, S_2/m_2 в 57 раз, а S_f/m_f в 4070 раз), это означает, что именно фрагменты самых мелких размеров определяли параметры всплесков давления во всех АУП и АУПМ.

Как можно видеть из рисунка 4.5, мелкие фрагменты, полученные в условиях АУП, обладают значительно большей поверхностью, чем мелкие фрагменты, полученные в условиях АУПМ, что и объясняет наличие паровых взрывов в АУП и отсутствие их в АУПМ.

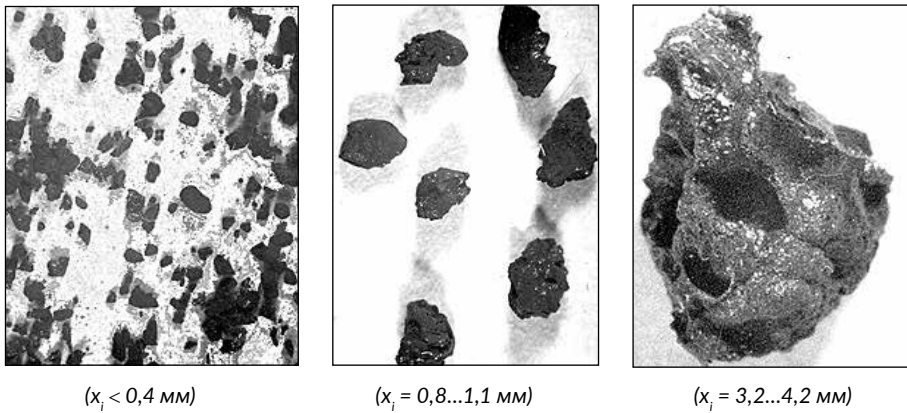


Рисунок 4.4. Характерный вид ($\times 13$) отдельных фрагментов из некоторых фракций кориумов

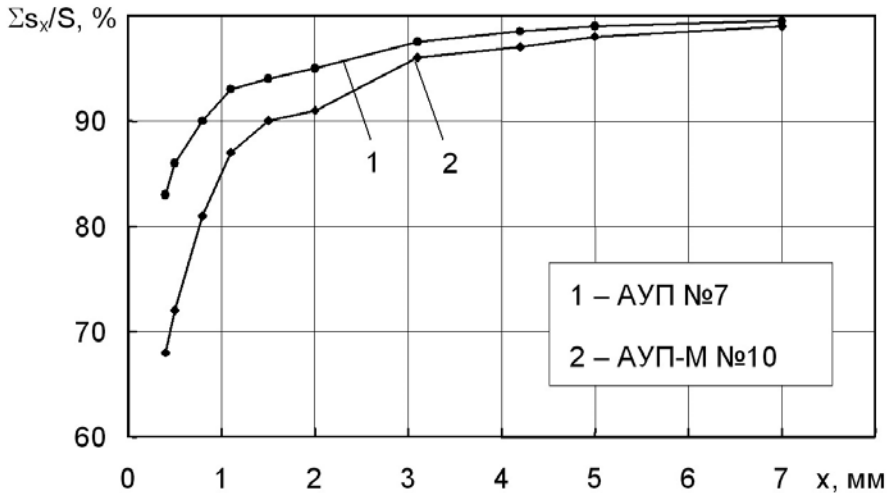


Рисунок 4.5. Доля суммарной поверхности всех фрагментов с $x \leq x_i$ у расплавов кориумов натурального состава, слитых с высоты 1 м (1) и 5 см (2)

4.2.4 Микроструктура и состав фрагментов

При металлографическом изучении фрагментов расплавов из АУП №7, АУП №11 и АУП №12 не удалось обнаружить каких-либо существенных различий в микроструктуре материалов с различным исходным составом. Установлено, что структура материала любого из этих расплавов высокопориста, содержит много трещин, а поры имеют различную форму и размеры. На *рисунке 4.6* в качестве примера показаны наиболее типичные микроструктуры отдельных мелких фрагментов (серый фон вокруг фрагментов – это сера).

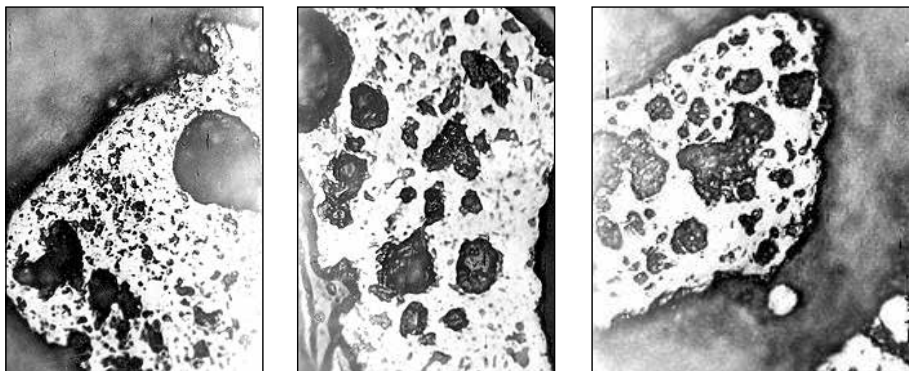


Рисунок 4.6. Типичный вид микроструктур фрагментов с $\chi_1 = 0,4 - 0,5$ мм

Почти во всех очень мелких (мельче 0,4 мм) фрагментах обнаруживается присутствие крупных пустот газового происхождения в центре фрагмента, причем почти всегда фрагмент при этом имел сферическую форму. На *рисунке 4.7* показаны фрагменты с различной степенью выраженности этого явления.

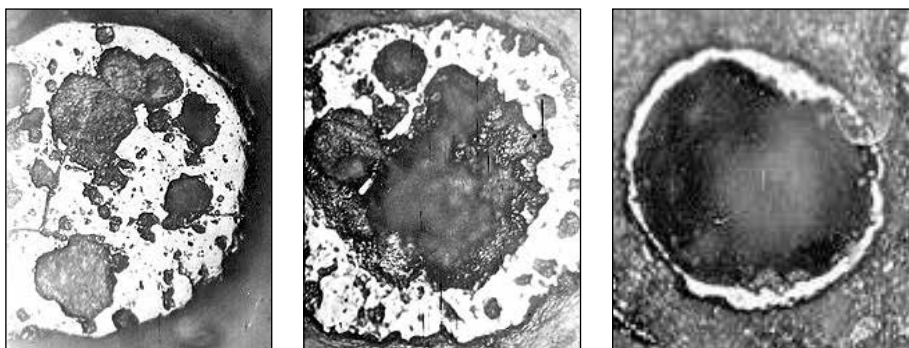
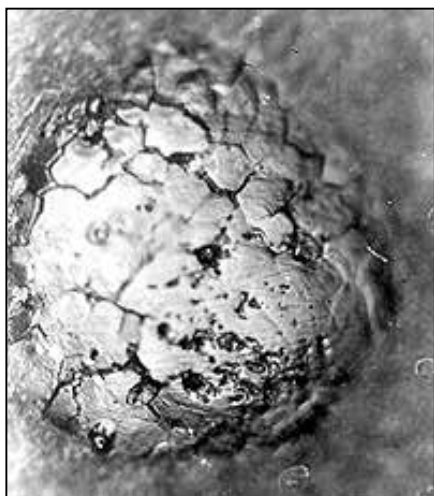


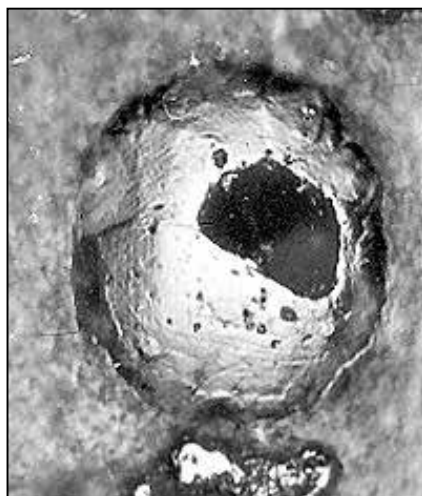
Рисунок 4.7. Типичный вид микроструктур у мелких сферических фрагментов с $\chi_1 < 0,4$ мм

Хорошо видно, что в предельном случае фрагмент представляет собой полый шар. *Рисунок 4.8* подтверждает тот факт, что у полого шара очень тонкая оболочка: механические нагрузки при шлифовке создали трещины в оболочке фрагмента, и при дальнейшей шлифовке начинает выявляться пустота внутри шара.

Проведенное металлографическим способом определение пористости структуры фрагментов показало, что пористость Π у различных фракций исследуемых расплавов находится в пределах от 20 до 40 %. Эти цифры хорошо коррелировали с низкой плотностью фрагментов (~ 7 г/см³) в сравнении с исходной плотностью (~ 11 г/см³) у UO_2 . Средний размер зерен в мелких фрагментах был заметно меньше, чем в крупных: например, в частицах размером порядка 0,2 мм он составлял около 7 мкм, а в частицах



фрагмент с $x_i < 0,4$ мм (АУП №7)



фрагмент с $x_i < 0,4$ мм (АУП №11)

Рисунок 4.8. Микроструктуры мелких сферических фрагментов кориума

крупнее 3 мм достигал ~35 мкм. Последнее указывает на заметно большую скорость охлаждения, а, следовательно, и скорость генерации пара у мелких фрагментов по сравнению с крупными. Такие характеристики структуры фрагментов, как гидростатическая плотность γ , макропористость Π , а также микротвердость H_v и период решетки a_0 матричной фазы, как оказалось, слабо зависели от размера фрагментов во всех экспериментах. В связи с этим в *таблице 4.3* приведены только данные для самой мелкой фракции, представляющей наибольший практический интерес, а в скобках указаны усредненные для каждого расплава данные; для сравнения приведены также свойства диоксида урана до плавления.

Наиболее важными здесь являются результаты измерения H_v и a_0 матричной фазы. Они показывают, что в экспериментах с АУП №2 и АУП №3 происходило насыщение решетки UO_2 сверхстехиометрическим кислородом, а в экспериментах с остальными АУП и АУПМ, где плавилась кориумы натурального состава, – растворение в решетке матричного UO_2 значительного количества кислорода и циркония с ниобием или кислородом, циркония с ниобием и компонентов стали.

Микрондовый анализ кориумов натурального состава подтвердил наличие в решетке UO_2 атомов Zr или Zr и Fe, Cr, Mn. При этом, кроме матричной фазы $(U, Zr, \dots)O_{2+y}$, в их структуре были обнаружены вторые фазы нескольких типов на основе Zr, ZrO_2 , Fe, Fe_2O_3 , стали (см., например, *рисунок 4.9*), а также эвтектика сложного состава (на *рисунке 4.10* три из четырех эвтектических участков отмечены цифрой 1). Вторые фазы располагались в топливной матрице в виде областей, содержащих многофазную структуру с мелкими (<200 мкм) участками эвтектики, в форме мелких (<100 мкм) обособленных выделений, в виде прослоек по границам зерен, а также в макротрещинах (*рисунок 4.11*).

Таблица 4.3. Некоторые свойства кориумов после высокотемпературного взаимодействия с водой

Номер ампулы	Исходный состав материалов плавления	γ , г/см ³	П, %	H_v , ГПа	a_0 , пм	O/U
АУП №2	UO ₂	8,30/(7,96)	25/(29)	7,3/(7,8)	545,9/(546,1)	2,13/(2,12)
АУП №3	UO ₂	8,09/(7,86)	25/(30)	7,5/(8,0)	545,7/(545,9)	2,14/(2,14)
АУП №4	UO ₂ + 17 % Zr	8,09/(7,42)	26/(28)	9,8/(10,2)	543,7/(534,7)	-
АУП №5	UO ₂ + 17 % Zr	8,12/(7,65)	32/(38)	10,9/(10,5)	543,6/(534,5)	-
АУП №6	UO ₂ + 13 % Zr + 6 % Cr	7,88/(7,47)	31/(36)	10,8/(11,0)	536,2/(535,4)	-
АУП №7	UO ₂ + 16 % Zr	7,61/(7,41)	35/(29)	9,9/(10,4)	534,5/(534,3)	-
АУП №12	UO ₂ + 16 % Zr + 7 % Cr	7,40/(7,29)	35/(32)	10,3/(10,5)	536,7/(535,6)	-
АУПМ №11	UO ₂ + 16 % Zr + 7 % ZrO ₂	7,01/(6,85)	36/(31)	10,8/(10,7)	532,5/(532,4)	-
UO ₂ (до плавления)		10,77	2	5,7	547,0	2,03

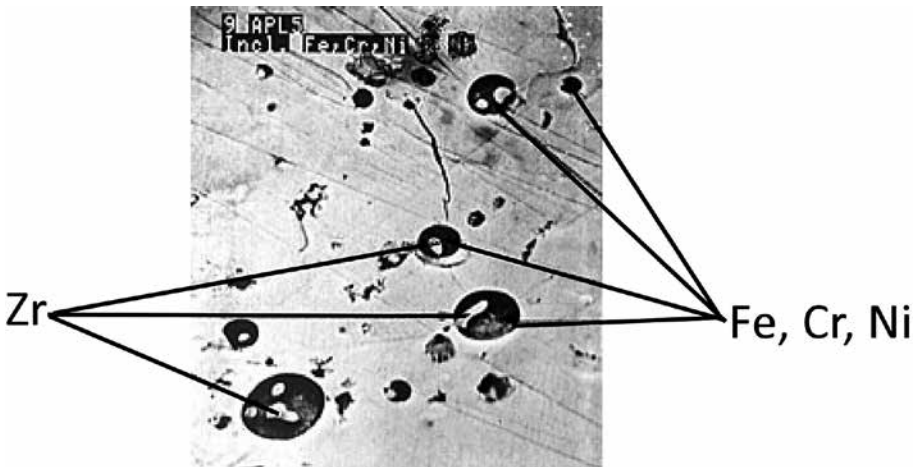
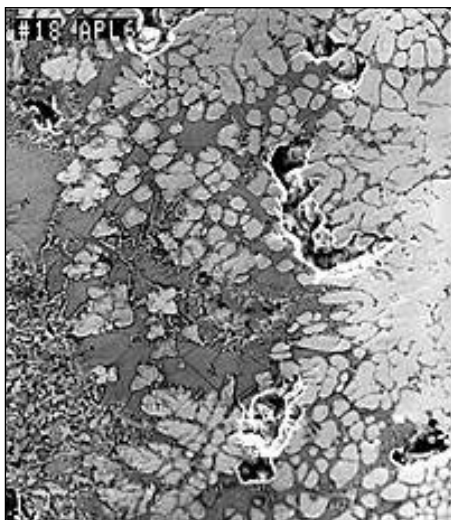


Рисунок 4.9. Микроструктура ($\times 1800$) кориума UO₂+17%Zr (АУП №5, $x_i > 5$ мм)



многофазная область фрагмента ($\times 300$)



тонкая структура многофазной области ($\times 1800$)

Рисунок 4.10. Эвтектики в микроструктуре кориума $UO_2+13\%Zr+6\%Sm$ (АУП №6, $x_i = 4,2...5,0$ мм)



прослойки по границам зерен ($\times 900$)



прослойка в трещине ($\times 600$)



тонкая структура прослойки в трещине ($\times 6000$)

Рисунок 4.11. Прослойки в микроструктуре $UO_2+13\%Zr+6\%Sm$ (АУП №6, $x_i = 4,2...5,0$ мм)

Фазовый анализ кориумов натурального состава, выполненный совместно металлографическим, рентгеновским и термическим способами (таблица 4.4), выявил наличие в материале фрагментов с $x_i < 0,4$ мм трех фаз – матричной фазы, фазы на основе кубического или моноклинного ZrO_2 и стабилизированного кислородом циркония $\alpha Zr(O)$. По металлографическим данным, фаза на основе ZrO_2 белого, сероголубого или голубого цветов с микротвердостью 12 ГПа находилась в виде самостоя-

тельных фрагментов размером менее 0,3 мм (рисунок 4.12). Фаза $\alpha\text{Zr(O)}$ имела микротвердость H_v в диапазоне от 3,2 до 4,9 ГПа и обнаруживалась внутри фрагментов из UO_2 и ZrO_2 в виде разнообразных по форме и размеру выделений белого цвета. Это могли быть густые россыпи мелких (115 мкм) точек, цепочки из сливающихся точек, отдельные пятна размером до ~100 мкм, прослойки в трещинах, границах и порах (рисунок 4.13).

Таблица 4.4. Фазовый состав материала мелких ($\chi_i < 0,4$) фрагментов кориумов

Номер ампулы	Металлографический фазовый анализ	Рентгеновский фазовый анализ	Термический фазовый анализ
АУП №2, №3, №4, №5, №6, №7, №12	$\text{UO}_2; \text{ZrO}_2; \alpha\text{-Zr(O)}$	$(\text{U, Zr, ...})\text{O}_{2+y}$	$\text{UO}_2; \text{ZrO}_2^{\text{ГЦК}}$
АУПМ №11	$\text{UO}_2; \text{ZrO}_2; \alpha\text{-Zr(O)}$	$(\text{U, Zr})\text{O}_{2+y}; \text{ZrO}_2^{\text{МКЛ}}$	$\text{UO}_2; \text{ZrO}_2^{\text{МКЛ}}; \alpha\text{-Zr}$

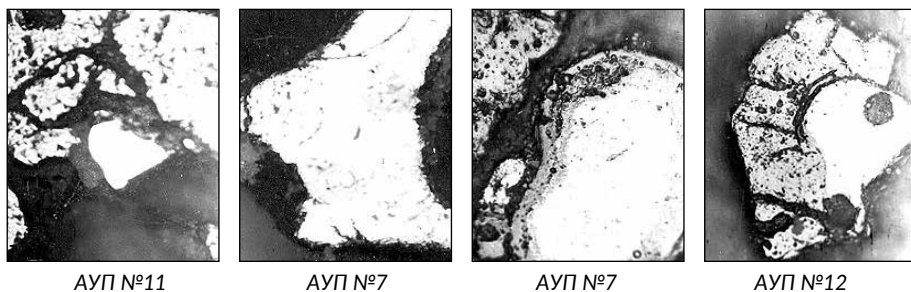


Рисунок 4.12. Мелкие фрагменты кориума ($\times 250$), содержащие диоксид циркония белого цвета

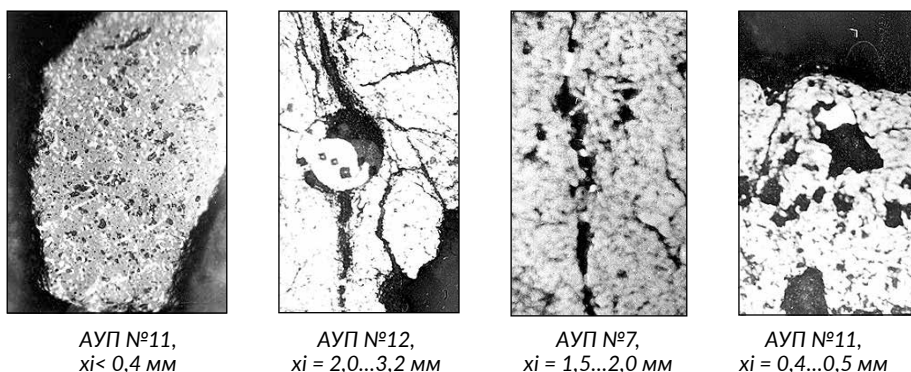


Рисунок 4.13. Фрагменты кориума ($\times 250$) различного размера с выделениями и включениями вторых фаз

Результаты фазового анализа указали также на значительно большую скорость охлаждения фрагментов при сбросе расплава с высоты 1 м в холодную воду, чем при спокойном сливе с высоты 5 см в горячую воду: у фрагментов из АУП закалилась высокотемпературная кубическая (ГЦК) модификация фазы ZrO_2 , в то время как у фрагментов из АУПМ фаза ZrO_2 имела низкотемпературную моноклинную (МКЛ) модификацию. Различие в скоростях охлаждения мелких фрагментов из АУП и АУПМ обусловлено, как уже отмечалось (см. рисунок 4.5) различием в гранулометрических составах этих фрагментов.

Скорость охлаждения фрагментов определяет длительность процессов диффузионного взаимодействия материала остывающих частиц (сначала жидких, а затем твердых) с кислородом и водородом, образующимися при разложении молекул пара на поверхности частиц. Следовательно, степень прироста содержания кислорода и водорода в продуктах плавления и в газовой среде ампул тоже должна характеризовать скорость охлаждения фрагментов. Действительно, из результатов химического анализа (см. две нижние строки в таблице 4.5) следует тот же вывод, что и из результатов фазового анализа: цирконийсодержащие расплавы при спокойном сливе с меньшей высоты охлаждаются гораздо медленнее, чем при сбросе с большой высоты (прирост массы O и H в продуктах плавления и в газовой среде ампул в случае III в 24 раза выше, чем в случае II).

Таблица 4.5. Прирост содержания O и H в продуктах плавления и в газовой среде ампул в зависимости от условий эксперимента (состава расплава и высоты его слива)

Номер ампулы	Обозначение условия слива расплава	Среднее значение массы продуктов плавления М, г	Среднее значение прироста массы O и H, г			
			в продуктах плавления		в газовой среде ампул	
			O	H	O ₂	H ₂
АУП №2 и №3	I	665	4	0	0,06	0,09
АУП №4-12	II	767	17	0,08	0,16	1,03
АУПМ №11	III	698	37	0,20	0,43	4,30

Что касается случая I, то наименьший прирост O и H обусловлен здесь двумя причинами: во-первых, максимальной скоростью охлаждения этих расплавов изза максимальной степени их фрагментации (см. рисунок 4.3), во-вторых, тем, что материалом остывающих частиц был застехиометрический UO_{2+x} , тогда как в случаях II и III в состав этих частиц в начальный момент взаимодействия с водой входили легкоокисляемый Zr и достехиометрический твердый раствор замещения (U, Zr, ...) O_{2-y} , то есть твердый раствор, металлоидная подрешетка которого имела большой дефицит по кислороду.

4.2.5 Заключение

Выполнено материаловедческое исследование состояния продуктов плавления, полученных в серии экспериментов, моделирующих условия тяжелой аварии на легководном энергетическом реакторе на этапе взаимодействия расплава кориума с водой. Установлено, что при контакте примерно 0,9 кг разогретого до 3500-3700 К расплава топливных и конструкционных материалов с 1,5 кг холодной или горячей воды происходит сильная фрагментация расплава, обеспечивающая высокоскоростную и интенсивную генерацию пара и водорода. Показано, что степень фрагментации зависит от состава кориума и высоты его слива в воду. На основании изучения структуры, свойств и состава продуктов плавления получено объяснение большей скорости и интенсивности генерации пара (взрывного роста давления пара) при сбросе расплава с высоты 1 м в холодную воду и более интенсивному выделению водорода и окислению кориума при спокойном сливе расплава с высоты 5 см в теплую воду.

Результаты исследования позволяют утверждать, что наиболее опасные условия взаимодействия расплава кориума с водой, чреватые возможностью сильного парового взрыва, – это лавинообразное обрушение расплава с возможно большей высоты и с возможно большей скоростью в большой объем относительно холодной воды. Такие условия взаимодействия с большей вероятностью могут реализоваться при внекорпусной фазе тяжелой аварии, чем при внутрикорпусной, и последствия этого взаимодействия представляют поэтому большую опасность для контейнента, чем для корпуса реактора. При внутрикорпусной фазе аварии, когда более вероятным является медленное оползание расплава активной зоны с длительным истечением струями в нижний объем реактора с теплой водой, наибольшую опасность представляет интенсивное выделение водорода, чреватое возможностью взрыва «гремучей» смеси.

4.3 Изучение процессов тяжелых аварий реакторных установок

4.3.1 Проект COTELS

Проект COTELS был посвящен исследованию процессов, сопровождающих тяжелую аварию легководного энергетического реактора. Детальное описание развития гипотетической аварии с плавлением активной зоны водоохлаждаемого реактора появилось впервые в известном докладе Рассмусена комиссии Ядерного регулирования США, затем оно было уточнено в серии публикаций исследовательского центра FzK в Карлсруэ, посвященных обширным исследованиям по программе CORA [14-17]. Авторы описали процессы, происходящие в топливных сборках, вызванные разрывом главного трубопровода и потерей теплоносителя первого контура.

Важным фактором при тяжелой аварии является быстрое окисление циркония и нержавеющей стали паром при температуре выше 1200 °С, т.к. тепло, выделяющееся при этих экзотермических реакциях, при-

водит к локальному неконтролируемому росту температуры внутри активной зоны с максимумом температуры выше 2000 °С. С началом плавления циркониевой оболочки (при нагреве выше 1760 °С) твердый диоксид урана может быть химически растворен в расплаве циркония, что приведет к уменьшению температуры его плавления почти на 1000 °С. В результате температура плавления топлива может опуститься ниже 2000 °С.

Многие из этих физических и химических процессов можно идентифицировать в экспериментах с отдельными эффектами, реакторных и вне реакторных интегральных экспериментах по моделированию тяжелой аварии, а также при изучении материалов активной зоны после аварии на ТМІ-2. Все эти взаимодействия имеют отношение к тяжелой аварии, потому что перемещение и/или затвердевание фрагментов расплава может привести к локальным блокировкам каналов теплоносителя и вызвать перегрев областей активной зоны из-за неадекватности потока теплоносителя, с последующим прогрессирующим плавлением и перемещением материалов в нижнюю область силового корпуса.

С точки зрения электротермического моделирования аварии с плавлением активной зоны очень важным событием является взаимодействие между расплавленным цирконием и диоксидом урана [18, 19]. Удельная энергия, поглощаемая при растворении диоксида урана, сопоставима со скрытой теплотой плавления диоксида урана и циркония, т.е. находится в диапазоне 269 – 274 кДж/кг [20]. Именно этот факт следует учитывать при расчете режимов разогрева исходных компонентов для получения расплава прототипного кориума (в первых расчетах режимов разогрева исходных компонентов учитывались только скрытая теплота плавления отдельных компонентов, что приводило к непрогнозируемым колебаниям температуры в тигле).

Разгерметизация оболочек твэлов может привести к первичному контакту топлива с теплоносителем. В результате взаимодействия (FCI) возможна первичная фрагментация топлива, приводящая к первому пику давления в силовом корпусе реактора. При дальнейшем развитии аварии происходит разрушение несущих конструкций ТВС и падение расплава материалов активной зоны на днище силового корпуса.

Взаимодействие кориума с материалом силового корпуса может развиваться по двум сценариям, в зависимости от мощности реактора, массы падающего кориума и систем локализации аварии внутри корпуса. Обосновано, что при мощности реактора менее 800 МВт возможно удержание кориума внутри корпуса за счет охлаждения расплава внутренним заливом кориума и внешним водяным охлаждением корпуса [21]. При отсутствии водяного охлаждения, а также в реакторах большей мощности может происходить проплавление стенки корпуса и выход кориума в шахту реактора [22].

Сценарий дальнейших событий зависит от наличия или отсутствия воды на бетонном основании контейнента. При наличии воды произойдет энергичное взаимодействие кориума с теплоносителем, которое может привести к повышению давления внутри контейнента и значительной генерации водорода.

Образование бассейна расплава на бетонном основании приводит к тепловому и химическому взаимодействию между компонентами кориума и бетоном (МССИ) и абляции бетона.

Задача исследователей состоит в оценке кинетических характеристик взаимодействия и разработке предложений по локализации кориума в бетонной шахте, например, при подаче воды на поверхность бассейна расплава и/или растекании расплава по большой поверхности.

В рамках работ по упомянутому выше проекту COTELS были выполнены три исследовательские программы по изучению процессов, сопровождающих тяжёлую аварию водоохлаждаемого энергетического реактора с плавлением его активной зоны, включающие в себя:

- эксперименты по исследованию взаимодействия расплава с водой (FCI);
- эксперименты по исследованию взаимодействия кориума с материалом модели нижнего днища корпуса реактора (LHI) при наличии охлаждения кориума водой;
- эксперименты по исследованию взаимодействия расплава с водой и бетоном (МССИ), при условиях подачи охлаждающей воды на поверхность расплава (находящегося в бетонной ловушке) и имитации остаточного тепловыделения в расплаве.

Результаты этих исследований подтвердили возможность управления тяжелой аварией на разных стадиях ее развития и были признаны мировой научной общественностью.

Результаты экспериментов впервые показали возможность охлаждаемости продуктов взаимодействия кориума с бетоном, в отличие от экспериментов MACE [23]. Хотя прекращение абляции бетона не гарантируется, верхний залив расплава кориума в процессе взаимодействия расплава с бетоном может быть полезен в процессе поздней фазы аварии и для снижения выброса радиоактивных аэрозолей в контеймент. Следует отметить, что паровые взрывы не наблюдались при подаче воды на поверхность расплава в экспериментах MACE, COTELS и KATS со стратифицированной геометрией.

Экспериментальные установки

Экспериментальный стенд, созданный в ИАЭ НЯЦ РК [8], позволяет плавить до 60 кг прототипной смеси материалов активной зоны LWR методом индукционной плавки в «горячем тигле» с последующим сливом расплава в экспериментальную секцию. В экспериментальной секции выполнялись исследования взаимодействия кориума с теплоносителем, материалом силового корпуса реактора или бетоном, в зависимости от целей эксперимента. При этом моделировалось остаточное тепловыделение в расплаве при создании условий взаимодействия кориума с бетоном и работа систем безопасности с помощью имитаторов штатных систем. Работы выполнялись по контракту с японской корпорацией NUPEC, поэтому условия проведения экспериментов были ориентированы на моделирование аварий в японских LWR [24].

Экспериментальная установка ЛАВА включала в себя два основных функциональных блока: электроплавильную печь (ЭПП) для подготовки расплава прототипного кориума и устройство приема расплава (УПР),

в котором размещалась экспериментальная секция для моделирования исследуемых процессов.

Электроплавильная печь индукционного типа подключена к генератору частотой 2400 Гц, номинальной мощностью 200 кВт. Исходная смесь материалов активной зоны реактора помещалась в графитовый тигель с покрытием из тугоплавких карбидных материалов. Слив расплава из ЭПП установки ЛАВА осуществлялся через отверстие диаметром ~50 мм, которое образуется в днище тигля после скола пробки с помощью пневматического механизма. В нижней части печи был предусмотрен затвор для отсечки полости устройства приема расплава (УПР) от полости ЭПП после слива расплава. Регулирование давления внутри ЭПП при разогреве шихты выполнялось дренажем газов через теплообменник и специальный фильтр.

Основной проблемой при реализации индукционного метода нагрева является взаимодействие расплава с материалом тигля. При разогреве до температуры выше 1500 °С молекулы углерода, «испаряющиеся» с внутренней поверхности тигля, создают восстановительную среду в полости тигля, что приводит, в конечном итоге, к высокому содержанию карбидов и оксикарбидов в результирующем расплаве. Это, в свою очередь, существенно искажает характеристики бассейна расплава и последующих тепловых и физико-химических процессов при дальнейшем взаимодействии расплава с теплоносителем и материалами реактора. Так, например, исследования РНЦ КИ по программе «РАСПЛАВ» [25] свидетельствуют об изменении макроструктуры бассейна расплава кориума даже при малой концентрации углерода в расплаве вследствие плотностной стратификации. Для решения указанной проблемы был предложен и экспериментально отработан метод подавления активности углерода, «испаряющегося» при высокой температуре из стенок тигля, за счет предварительного покрытия внутренней поверхности графитового тигля карбидами тантала, ниобия или циркония.

Процедура проведения экспериментов

В процессе проведения экспериментов кориум сливался из ЭПП при достижении температуры примерно 3000 °С. Диаметр отверстия, вскрываемого в дне тигля, соответствовал диаметру штатного стержня СУЗ. Скорость движения струи расплава моделировалась в некоторых экспериментах за счет увеличения давления между электроплавильным узлом и экспериментальной секцией.

В экспериментах по изучению FCI кориум сливался в бассейн с водой и аккумулировался на фальшднище с бетонной вставкой, моделирующей основание контейнента. В процессе эксперимента в УПР измерялись статическое давление в воде и в газовой полости; импульс давления в начальный момент взаимодействия кориума с водой; температура воды и температура газа над водным бассейном. В некоторых экспериментах в УПР устанавливалась бетонная ловушка, заполненная водой, для имитации мелкого бассейна на основании контейнента при наличии боковых стенок.

Для выполнения экспериментов по взаимодействию кориума с бетоном (экспериментов МССИ) устройство приема расплава несколько раз модифицировалось. В устройстве приема расплава размещалась бетон-

ная ловушка, оснащенная термопарами для измерения температурного поля в бетонной стенке. Остаточное тепловыделение в кориуме для экспериментов по изучению МССИ моделировалось индукционным нагревателем, окружающим бетонную ловушку с расплавом. Мощность индукционного нагревателя кориума, находящегося в бетонной ловушке, составляла от 25 до 75 кВт. Для имитации систем охлаждения расплава применялись специальные распылители (форсунки), расположенные над бетонной ловушкой и обеспечивающие подачу воды на поверхность кориума. Вода после конденсации собиралась в специальном баке для последующей оценки водного баланса.

В экспериментах МССИ применялись бетонные ловушки диаметром 20, 26 и 36 мм. Это позволяло варьировать толщину слоя кориума в ловушке при одинаковой слитой массе расплава. Таким способом моделировались различные варианты охлаждения расплава. При выполнении экспериментов измерялись температурное поле в бетоне; электрическая мощность, сообщаемая индуктору системой моделирования остаточного тепловыделения; импульс давления, возникающий при контакте с поверхностью кориума охлаждающей воды.

В экспериментах по изучению взаимодействия кориума с материалом корпуса реактора (экспериментах LHI) расплав сливался в модель корпуса, установленного вместе с бетонным основанием в устройство приема расплава.

В рамках программы по изучению поведения кориума на днище силового корпуса была разработана и изготовлена система для моделирования остаточного тепловыделения в кориуме, находящемся в модели корпуса реактора. Система включала в себя три коаксиальных плазматрона с системой питания постоянного тока и систему электропитания переменного тока от силовой трехфазной сети. В нескольких экспериментах был испытан комбинированный способ энерговыделения в кориуме. Во-первых, каждый из электродов разогревался внутренней дугой от источника постоянного тока, во-вторых, внешние электроды коаксиальных плазматронов были включены в трехфазную цепь переменного тока 50 Гц, что обеспечивало протекание переменного тока между электродами через кориум. Суммарная мощность системы комбинированного нагрева составляла около 70 кВт. Данная серия экспериментов имела название IVR-AM.

Модель корпуса оснащалась термопарами для измерения температурного поля в стальной стенке на разной глубине от внешней поверхности и датчиками перемещения стенки модели. Перед сливом расплава УПР заполнялось перегретым паром, а в модель днища наливалась вода. После слива расплава в УПР на его поверхность подавалась вода от специальных форсунок. Была обеспечена возможность варьирования способа верхнего залива – распылением или струями. В экспериментах применялись модели корпуса двух размеров: с диаметром полусферической части 800 мм и 500 мм. Это позволяло варьировать толщину слоя кориума при одинаковой массе слитого расплава.

Эксперименты по взаимодействию топлива с теплоносителем (FCI)

В экспериментах на установке ЛАВА исследованы два вида сценариев взаимодействия топлива с теплоносителем. В первой группе экспериментов (серия А) изучалось взаимодействие расплава кориума с водой за преде-

лами корпуса реактора. Для моделирования данного сценария применялся кориум с повышенным содержанием стали, что имитировало проплавление корпуса и увеличение доли корпусной стали в расплав, а слив кориума выполнялся через отверстие диаметром 50 мм, что соответствует разрушению канала СУЗ в днище корпуса японских реакторов. Кориум падал в бассейн с водой, на дне которого располагалась бетонная подложка.

Эксперименты по взаимодействию топлива с остаточной водой внутри корпуса (серия LHI)

Вторая группа экспериментов (серия LHI) была посвящена исследованию взаимодействия кориума с моделью днища силового корпуса реактора при наличии остаточной воды на его днище и с последующей имитацией внутрикорпусного залива. В экспериментах по изучению взаимодействия кориума с материалом силового корпуса LWR были использованы модели днища из нержавеющей стали двух типоразмеров – с внутренним радиусом 0,245 и 0,391 м, установленные на бетонном основании. Толщина стенки моделей в обоих случаях составляла 25 мм. Для измерения температуры и деформации стенки модели использовались термодпары, вмонтированные в стенку модели на различную глубину и индуктивные датчики перемещения. В экспериментах LHI в ЭПП загружалось до 60 кг смеси $UO_2 + ZrO_2 + Zr$ + Нержавеющая сталь, что соответствует тяжелой аварии в реакторе с кипящей водой (BWR). Начальная температура расплава перед его сливом в экспериментальную секцию составляла 2650 – 2800 °С. Кориум сливался в модель, заполненную горячей водой, с высоты около 1,5 м. Глубина остаточной воды в модели днища (при температуре насыщения) составляла 0,16 м. Через некоторое время после слива расплава из ЭПП на поверхность кориума начинала подаваться вода из специальных форсунок.

Пост-экспериментальный анализ состоял, как правило, из исследования состояния экспериментальных секций и дебриса (фрагментов застывшего расплава) после каждого испытания и последующего сравнения полученных результатов с параметрами, зарегистрированными в процессе экспериментов.

В результате экспериментов было установлено, что почти половина сливаемого кориума разбилась на частицы, и слой частиц располагался поверх агломератов и сплошного слитка. Высокая доля фрагментированного кориума могла быть вызвана большой высотой слива струи, и, как следствие, приводящая к увеличению скорости входа кориума в воду. Как показали результаты предварительных экспериментов на установке «СЛАВА» по изучению параметров струи кориума, сливаемого в экспериментальную секцию, приблизительно 30 процентов сливаемого кориума измельчается в процессе падения расплава.

Типичная схема расположения кориума в модели корпуса после взаимодействия с водой в эксперименте LHI-6 показана на *рисунке 4.14*. Подобная схема была характерна для большинства выполненных экспериментов, различие состояло только в соотношении масс «фрагменты/слиток».

Глубокая фрагментация кориума при его взаимодействии с теплоносителем приводит к значительному увеличению площади теплообме-

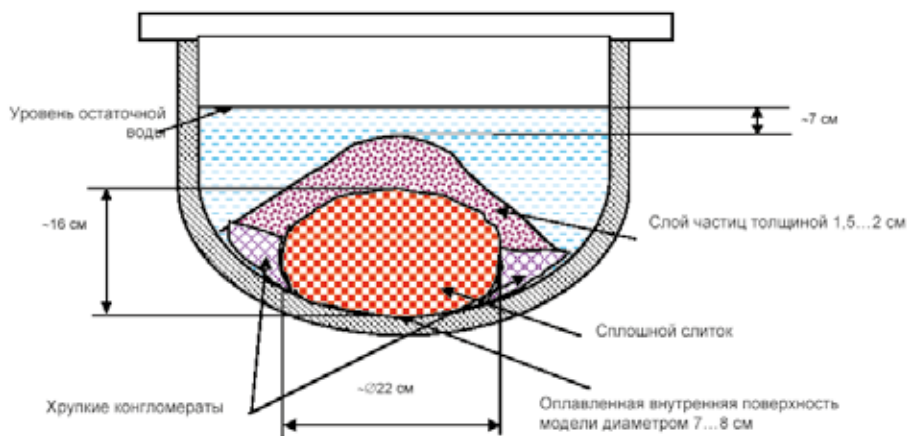


Рисунок 4.14. Схема расположения кориума в модели корпуса

на, что может привести к взрывному испарению воды и, как следствие, разрушению активной зоны реактора. Механизм парового взрыва, в общем случае, представлен двумя базовыми моделями, а именно, спонтанной зародышевой моделью и моделью детонации давлением. В каждой из этих моделей необходимо знать степень и механизм фрагментации кориума. Информация о размерах результирующих фрагментов кориума (так называемый среднеобъемный диаметр частиц) используется в расчетах коэффициента конверсии тепловой энергии, запасенной в кориуме, в механическую энергию сжатия среды в корпусе реактора или контейнменте.

После формирования бассейна кориума на днище силового корпуса мелкие частицы, как правило, располагаются поверх слоя кориума. Возможность охлаждения кориума путем верхнего (внутрикорпусного) залива в значительной степени зависит от распределения частиц по размерам. Очевидно, что большая доля мелких частиц может сформировать плотную засыпку, препятствующую доступу воды к слою сплошного кориума.

Термопары, вмонтированные в стенку модели корпуса, показали резкое повышение температуры стенки сразу после соприкосновения кориума с моделью. На *рисунке 4.15* показана измеренная температура стенки модели в эксперименте ЛНН-6. Аналогичная тенденция изменения температуры имела место в других экспериментах.

После достижения максимальной температуры стенка модели начала постепенно охлаждаться до начальной температуры. Наблюдаемое изменение температуры стенки модели было аналогично экспериментам с расплавом окиси алюминия в качестве имитатора кориума. Наименьший подъем температуры и наибольшая скорость охлаждения модели наблюдались в эксперименте ЛНН-4 с малой моделью корпуса (с внутренним радиусом 0,245).

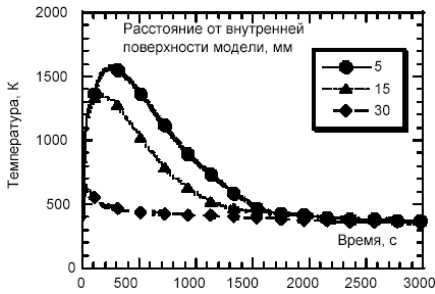


Рисунок 4.15. Температура стенки модели в эксперименте LHI-6

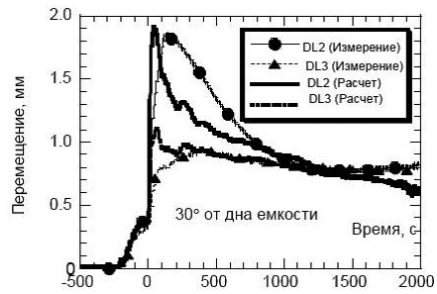


Рисунок 4.16. Измеренное и рассчитанное смещение стенки модели в эксперименте LHI-6

На рисунке 4.16 показаны измеренное смещение стенки модели в эксперименте LHI-6 и расчет с использованием температуры стенки модели вблизи размещения датчика перемещения и температурного коэффициента линейного расширения нержавеющей стали. Рост смещения в отрицательный момент времени (до слива расплава) был вызван подачей горячей воды в модель перед сливом расплава. В целом расчеты хорошо согласуются с результатами измерений.

На основании результатов, полученных в серии экспериментов по взаимодействию расплава кориума с днищем силового корпуса при наличии внешнего охлаждения и внутреннего залива, разработан расчетный код. Основные явления, моделируемые кодом LIDEC [26], показаны на рисунке 4.17. Передача тепла в корке и в стенке модели рассчитывалась методом конечных элементов. В код LIDEC наряду с другими ключевыми моделями, включена модель охлаждаемости через зазор между кориумом и внутренней поверхностью корпуса, определяющая рост указанного зазора и проникновение в него воды. В модели роста зазора приняты во внимание тепловое расширение днища и усадка кориума, покрытого коркой. В модели проникновения воды предполагается, что поток воды в зазор вниз преобладает над генерацией пара с обеих поверхностей зазора, и поток тормозится на входе в зазор встречным потоком пара. Верификация кода LIDEC выполнена по результатам экспериментов LHI и аналогичных экспериментов с окисью алюминия. Подтверждено, что код LIDEC способен воспроизвести термические процессы в стенке корпуса. Но из-за феноменологических неопределенностей код LIDEC систематически переоценивает тепловую нагрузку на стенку силового корпуса реактора.

Эксперимент с моделированием остаточного тепловыделения в топливе

Эксперименты с моделированием остаточного тепловыделения в топливе, находящемся в модели днища, проводились в рамках серии IVR-AM. Всего в этой серии было проведено четыре эксперимента. В наиболее удачном эксперименте IVR-2 суммарная мощность плазматронов составила около 15 кВт, а энергия от прямого пропуска тока через кориум не превысила 6 кВт. В эксперименте выполнялось охлаждение внешней

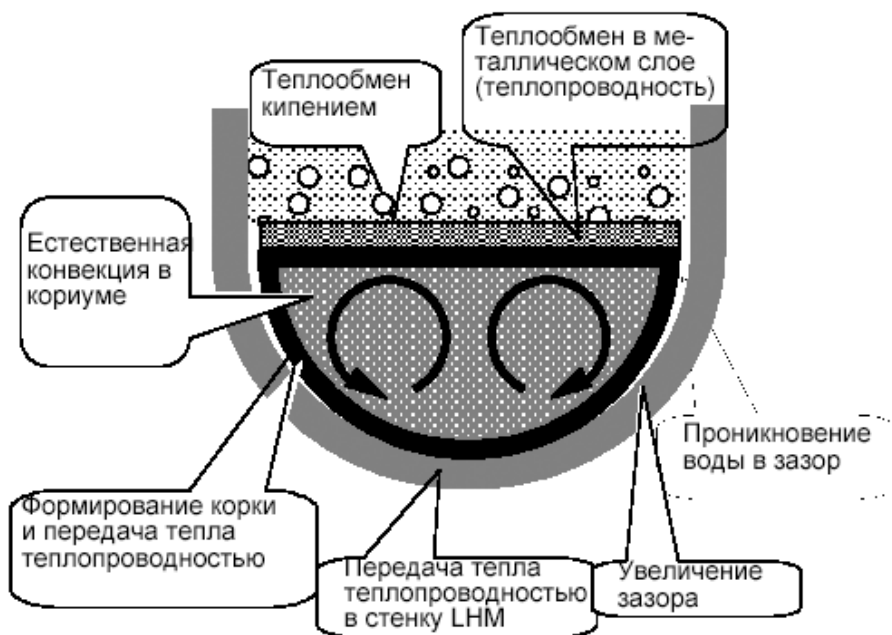


Рисунок 4.17. Основные явления, моделируемые кодом LIDEC

поверхности модели дна путем орошения через форсунки, расположенные между внешней стенкой модели и бетонным основанием. В результате этого эксперимента был получен прогар стенки модели, вызванный, наиболее вероятно, кризисом теплообмена на внешней поверхности из-за некорректно выбранного способа охлаждения. Этот результат является иллюстрацией одного из этапов сценария развития аварии с плавлением активной зоны ЛВР, когда кориум проникает за пределы силового корпуса в шахту реактора. *Рисунок 4.18* визуально иллюстрирует момент начала проникновения расплава через стенку силового корпуса.

Результат эксперимента с проплавлением стенки корпуса можно рассматривать как переход к следующему сценарию развития тяжелой аварии – взаимодействие расплава кориума с водой за пределами корпуса на бетонном основании контейнента.

Эксперименты по взаимодействию топлива с теплоносителем за пределами корпуса (серия А)

В экспериментах на установке ЛАВА экспериментально изучены основные явления, сопровождающие падение расплава кориума в бассейн с водой на бетонном основании, когда кориум соответствует композиции, являющейся результатом проплавления расплавом активной зоны стенки силового корпуса реактора.

В большинстве экспериментов, в которых около 60 кг прототипного кориума сливалось в водный бассейн, длительность импульса давления, измеренного в экспериментальной секции, составила 0,5 секунды, затем

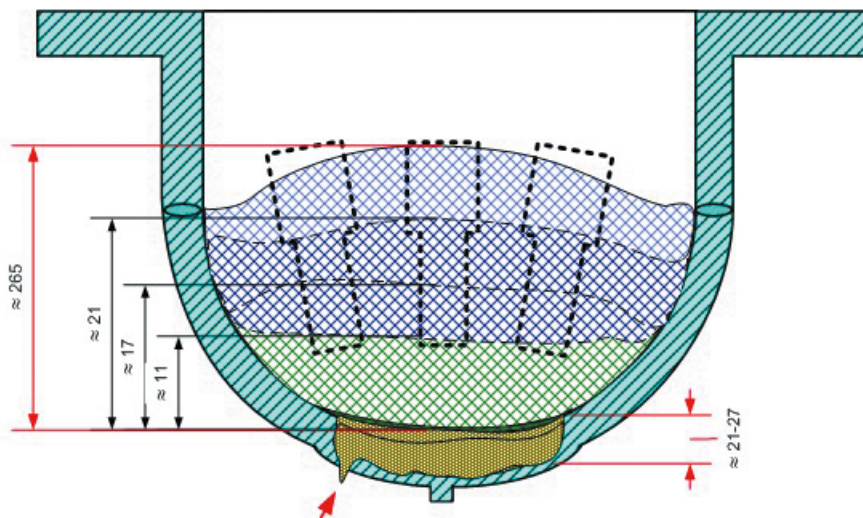


Рисунок 4.18. Результат эксперимента IVR-2

давление постепенно приближалось к квазистационарному значению в течение 10 секунд. Энергетически сильного парового взаимодействия, характерного для парового взрыва, не наблюдалось ни в одном из экспериментов. Большая часть слитого кориума фрагментировалась, и только незначительная часть расплава была найдена на дне бассейна в виде застывшего слитка. Размер частиц кориума хорошо соотносится с первым импульсом давления – они значительно крупнее, чем обычно при паровом взрыве. Измеренное давление в квазистационарном режиме меньше расчетного вследствие генерации неконденсируемого газа в результате возможного окисления металлических компонентов кориума.

Сценарий тяжелой аварии BWR предполагает наличие небольшого количества воды на полу контейнмента (около 0,4 м глубиной с относительно равномерной температурой по объему) перед разрушением активной зоны в результате потери теплоносителя. Для экспериментального моделирования взаимодействия кориума с водой и бетоном в мелком водном бассейне на дне устройства приема расплава было установлено бетонное основание. В некоторых конструкциях легководных реакторов полость корпуса заполняется водой (как вторая фаза управления аварией) перед повреждением силового корпуса, чтобы предотвратить воздействие на стальную оболочку или подавить взаимодействие кориума с бетоном в контейнменте реактора с кипящей водой. В обоих случаях используется холодная вода. В экспериментах на установке ЛАВА имитировалось и это условие управления аварией.

Во всех экспериментах большая часть кориума фрагментировалась в водном бассейне. Соотношение «масса фрагментированного кориума/масса

слитого кориума» находилось в диапазоне от 0,88 до 1,0. Степень фрагментации не зависела от глубины бассейна и массы кориума в исследуемом диапазоне параметров. В большинстве случаев наблюдалось только несколько килограммов кориума в слитке. Не обнаружено слитков в экспериментах с увеличенной скоростью падения кориума (A8 и A10).

На рисунке 4.19 представлена группа графиков Розина–Раммлера, которая позволяет сравнивать результаты фрагментации в экспериментах по изучению FCI. В процессе изучения результатов фракционирования замечено, что исключение из анализа самых крупных и самых мелких фракций приводит к лучшему согласованию расчетных и экспериментальных данных. Можно предположить, что наиболее мелкие фракции являются результатом вторичной фрагментации, либо это фрагменты более крупных частиц, разрушенных в результате просеивания.

Регистрация изменения давления над бассейном воды показала, что практически во всех экспериментах кривая давления имеет сходный характер и может быть условно разделена на три области (рисунок 4.20).

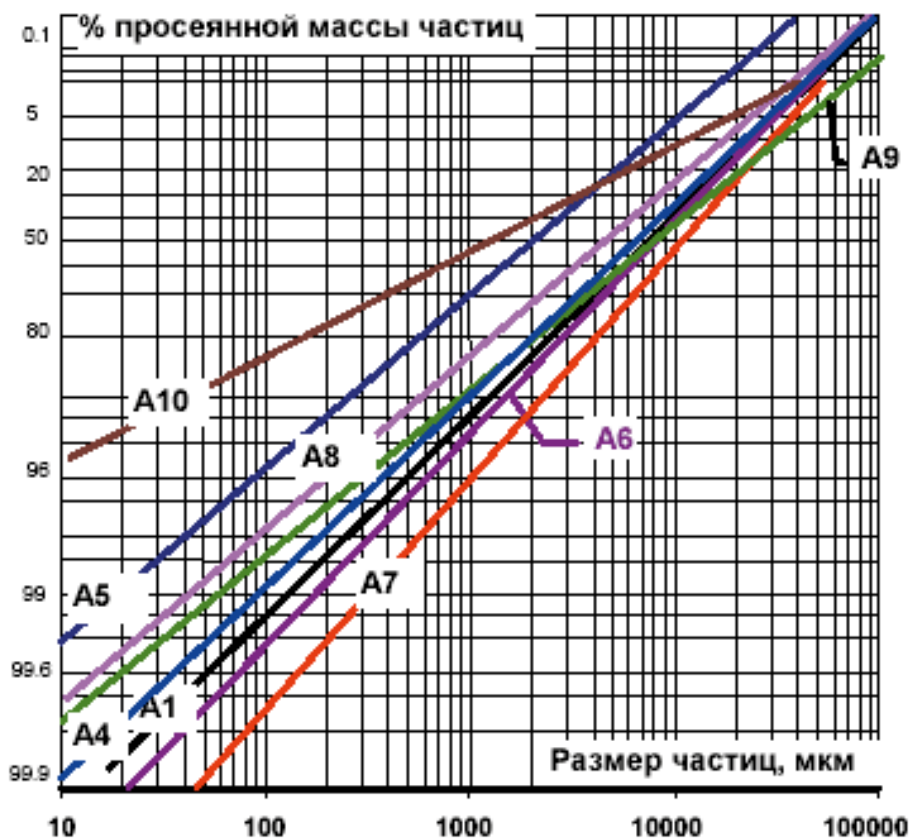


Рисунок 4.19. Графики Розина-Раммлера для частиц в экспериментах FCI

- Зона А – резкое нарастание давления в миллисекундном диапазоне времени.
- Зона В – относительно небольшое снижение давления.
- Зона С – вторичный рост давления в УПР в секундном диапазоне времени.

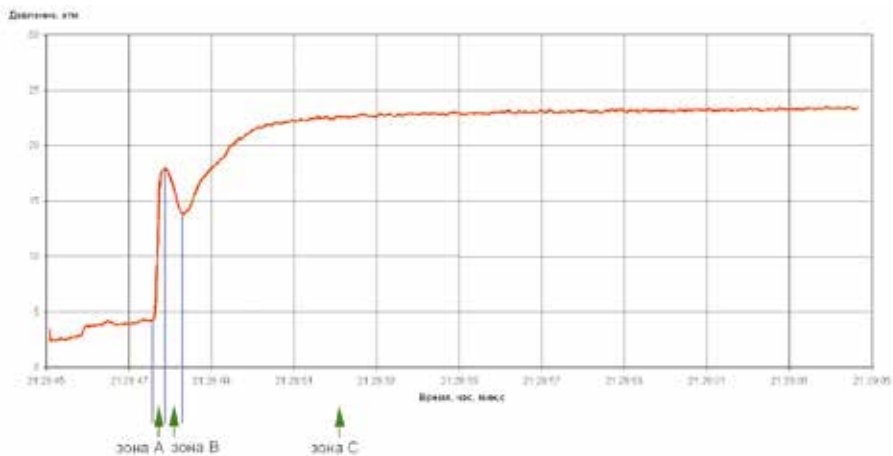


Рисунок 4.20. Диаграмма изменения давления в УПР при сливе расплава в воду

Область А – характеризует период с момента касания кориумом поверхности воды до первого пика давления. В этой области давление быстро нарастает и достигает первого максимума в течение первых 0,5 с за счет генерации пара при передаче тепла от падающего кориума в воду. Следует отметить, что во всех экспериментах не наблюдалось пика давления, характерного для парового взрыва.

После первого пика измеренное давление временно снижается в области В вследствие конденсации пара в недогретом бассейне. Затем давление постепенно переходит (как правило, в течение 10 с) в квазистационарное состояние в области С. Это вызвано передачей тепла от кориума, накопленного на дне бассейна. Конечное установившееся давление меньше, чем рассчитанное по запасенной энергии в кориуме, вероятно, за счет генерации неконденсируемых газов в результате окисления металлических компонентов кориума.

Несмотря на то, что в эксперименте А10 получен наибольший первый пик давления, он хорошо согласуется с остальными данными. Это также подтверждает отсутствие парового взрыва в А10, а первый пик давления в этом эксперименте был обусловлен, главным образом, теплообменом между падающими частицами кориума, газовой средой в УПР и водой в бассейне, как и в других опытах.

Анализ концентрации элементов в частицах показал, что содержание урана в частицах возрастает с уменьшением размера частиц. Содержание циркония, наоборот, более высокое в крупных частицах. Такая тенденция наблюдалась во всех экспериментах.

Таким образом, по результатам экспериментов серии А можно сделать вывод, что паровой взрыв не происходил при условиях экспериментов и отсутствии внешнего триггера. Коэффициент фрагментации кориума составил 88 – 100 % даже при наличии только мелкого водного бассейна. При этом присутствие большой доли металлических компонентов повышают степень диспергирования струи кориума, что подтверждается значительным количеством частиц, характерных для первичной фрагментации.

Первоначальный выброс давления хорошо согласуется со среднемассовым размером частиц фрагментированного кориума. Это подтверждает вывод о том, что первоначальный рост давления вызван, главным образом, теплообменом между частицами кориума и водой. Наиболее сильный подъем давления наблюдался при повышенной скорости падения расплава в воду, более холодном бассейне и большей массе кориума. Конечное равновесное давление после охлаждения кориума было больше, чем рассчитанное по начальной энергии. Не исключена возможность проникновения воды в зазор между кориумом и бетонной подложкой, о чем свидетельствует слабая адгезия между слитком кориума и бетоном, пористая нижняя поверхность слитка, а также малые размеры самого слитка.

В целом, результаты взаимодействия кориума с водой внутри силового корпуса и за его пределами имеют много общего. Основное отличие состоит в различном соотношении масс «фрагменты/слиток», что может быть объяснено особенностями теплообмена на нижней границе между упавшим кориумом и подложкой.

Исследование взаимодействия расплава активной зоны с бетоном (МСС1)

В нескольких сериях экспериментов COTELS выполнено в общей сложности 25 экспериментов по исследованию взаимодействия прототипного кориума с бетоном, в которых варьировались следующие параметры:

- толщина слоя кориума на бетонной поверхности;
- расход воды на поверхность кориума и задержка начала орошения после падения расплава в ловушку;
- мощность индукционного нагревателя, имитирующего остаточное тепловыделение в топливе;
- состав прототипного кориума;
- тип бетона.

В отдельных экспериментах исследовано взаимодействие бетона с расплавом нержавеющей стали, одномерное взаимодействие прототипного кориума с бетоном (за счет изоляции внутренней боковой поверхности бетонной ловушки втулкой из спеченной окиси магния), а также взаимодействие прототипного кориума с цементным раствором. Во всех экспериментах моделировалось остаточное тепловыделение в топливе методом индукционного нагрева. Основные типы бетонных ловушек для исследования МСС1 приведены на *рисунке 4.21*.

В целом можно разделить проведенные эксперименты на две большие группы по конечному результату взаимодействия кориума с бетоном. В первой группе в результате взаимодействия обнаружен слиток кориума, на поверхности которого сформировалась засыпка из мелких частиц

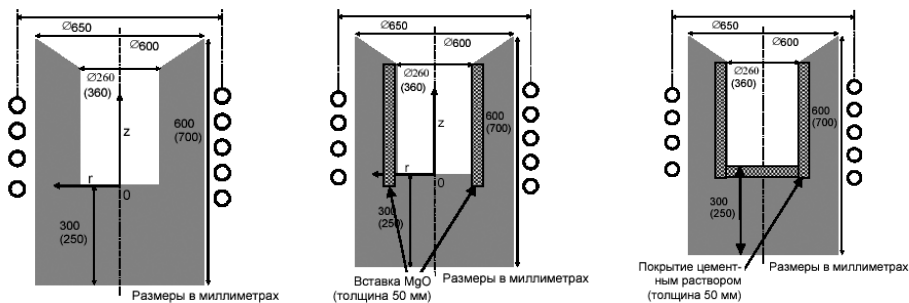


Рисунок 4.21. Типы бетонных ловушек для исследования МСЦИ

продуктов взаимодействия. Во второй группе экспериментов не было обнаружено слоя частиц поверх слитка. Наиболее вероятно, условия охлаждения расплава в бетонной ловушке были таковы, что кориум успел закристаллизоваться до значительного взаимодействия с бетоном. К такому же результату могла привести недостаточная мощность индукционного нагревателя, имитирующего остаточное тепловыделение в топливе, или слишком большая пауза между сбросом расплава в ловушку и включением индуктора.

Эрозия и деградация бетона определена как для основания, так и для стенки во всех вариантах, независимо от наличия или отсутствия фрагментированных продуктов МСЦИ. Отличие состоит только в глубине эрозии и деградации бетона. Максимальная эрозия бетона достигнута в эксперименте BC10 и составила 48 мм, когда кориуму было передано максимальное количество энергии до начала орошения водой. Тем не менее, глубина эрозии была меньше, чем в экспериментах SWISS, WETCOR и MACE.

Затвердевшие продукты МСЦИ состояли, в большинстве случаев, из сплошного слитка, лежащего на дне бетонной ловушки и слоя фрагментов поверх слитка. В общем случае, слиток продуктов МСЦИ имел множество каверн диаметром от 1,5 до 15 мм. Некоторые каверны содержали в себе фрагменты щебня. Кроме того, слиток содержал множество каналов в направлении от бетонного основания до поверхности слитка. Стенки некоторых каналов имели коричневую или белую окраску, что могло являться результатом окисления металлических компонентов при прохождении через кориум (в расплавленном состоянии) продуктов разложения бетона.

Распределение частиц «рыхлой» фракции продуктов МСЦИ по размеру хорошо коррелирует с логарифмическим законом Розина–Рамллера. Однако графики существенно отличались от тех, которые получены в экспериментах FCI. В общем случае в серии экспериментов МСЦИ получены более мелкие частицы.

На рисунке 4.22 приведен анализ распределений частиц по размерам для двух экспериментов, в одном из которых не было орошения расплава водой (BC5a). В эксперименте BC5 вода подавалась на поверхность расплава со скоростью 2 литра в минуту. Сходство распределений частиц

по размерам доказывает, что МССИ продолжается даже при орошении расплава водой, а частицы кориума формируются, преимущественно, в результате взаимодействия «кориум/бетон». Наличие или отсутствие воды, в данном случае, может влиять на интенсивность образования частиц за счет изменения температуры расплава.

Количество образовавшихся фрагментов в большой степени зависит от запасенного в расплаве тепла до начала орошения его водой. На рисунке 4.23 показана масса фрагментированных продуктов МССИ в зависимости от интегрального тепла в расплаве для всех экспериментов с диаметром ловушки 36 см. Наибольшее количество частиц образовалось в экспериментах ВС2, ВС3 и ВС10, несмотря на то что соотношение «высота/диаметр» ловушки составило 0,19. Исключение составляет эксперимент ВС4, в котором имело место прерывание орошения расплава водой в процессе эксперимента.

В процессе разогрева шихты в электроплавильной печи (ЭПП) до полного плавления компонентов металлические компоненты шихты взаимодействуют между собой с образованием металлических и керамических расплавов. При этом оксиды, содержащиеся в шихте, частично или полностью теряют кислород, который дренируется из ЭПП. Таким образом, сливаемый расплав имеет более высокое содержание металлических компонентов, чем исходная шихта.

Механизм формирования слоя частиц кориума на поверхности слитка можно объяснить на основе сравнения результатов экспериментов ВС5 и ВС5а. В процессе эксперимента ВС5 орошение расплава водой производилось в течение 90 минут после слива кориума в бетонную ловушку. В то же время, в эксперименте ВС5а орошение водой не выполнялось. Тем не менее, в эксперименте ВС5а также сформировался слой частиц на поверхности сплошного кориума. Сравнение результатов этих двух экспериментов позволяет предположить, что частицы формируются в результате выброса жидких продуктов МССИ из зоны взаимодействия «кориум/бетон» в виде «грязевых вулканов» под действием повышенного давления

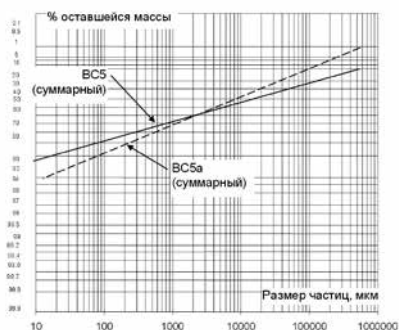


Рисунок 4.22. Сравнение распределения Розина-Рамллера для экспериментов ВС5 и ВС5а

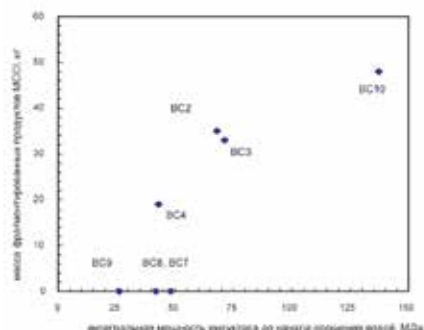


Рисунок 4.23. Масса фрагментов в зависимости от запасенного в кориуме тепла до начала орошения

газообразных продуктов $MCCI$, формирующихся под первичной коркой. Анализ распределения частиц по размерам показал, что в ВС5а средний размер частиц больше, чем в ВС5. Данный факт можно объяснить более полным окислением верхнего слоя кориума при контакте с водой с последующим хрупким разрушением (вторичной фрагментацией) оксидных частиц.

В небольшой серии из 3-х экспериментов (экспериментах Д11, Д12 и Д13) были существенно изменены условия их проведения. Во-первых, из начальной загрузки была исключена нержавеющая сталь, т.к. было установлено, что именно присутствие компонентов нержавеющей стали в шихте приводит к глубокой эрозии стенки плавильного тигля ЭПП и, как следствие, к существенному «загрязнению» кориума углеродом и продуктами его взаимодействия с металлическими и оксидными компонентами загрузки при разогреве и плавлении. Во-вторых, были изменены размеры бетонной ловушки и индуктора, моделирующего остаточное тепловыделение в топливе, что позволило увеличить удельное энерговыделение в кориуме. В-третьих, дно ловушки было покрыто слоем цементного раствора (без гравия), толщиной примерно 2 см, что привело к интенсивному взаимодействию «кориум/бетон» на начальной стадии эксперимента сразу после слива расплава в ловушку. (В боковые стенки бетонной ловушки также были внесены горизонтальные прослойки из цементного раствора, как мера от растрескивания бетона при высокой температуре.) Конструкция и основные размеры бетонной ловушки показаны на рисунке 4.24.

Параллельно внутренней боковой поверхности ловушки был установлен тонкостенный цилиндр массой 6 кг из нержавеющей стали, чтобы при сливе расплава цилиндр плавился за счет запасенного в кориуме тепла, создавая кориум реальной геометрии в вертикальном направлении примерно на 0,2 – 0,25 м для того, чтобы эффективно подогревать кориум даже в случае значительного смещения кориума вниз при абляции бетонного основания.

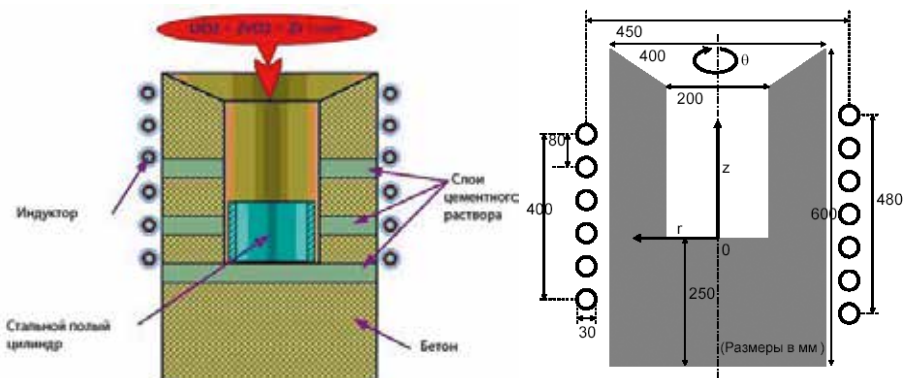


Рисунок 4.24. Схема и основные размеры бетонной ловушки

Следует отметить, что, несмотря на вариации мощности индуктора от эксперимента к эксперименту, конечная картина примерно одинакова для всех испытаний. Бетон полностью деградировал в сторону боковой стенки, остаточная толщина стенки составила от 2 до 6 см (при начальной толщине 12,5 см).

Удельная мощность в кориуме в экспериментах Д11 – Д13 была намного больше, чем в реальной ситуации, принимая во внимание электрическую мощность индуктора, к.п.д. нагрева и объем кориума. Удельная мощность в экспериментах была увеличена намеренно, чтобы установить постоянный тепловой поток в бетон. Средний постоянный тепловой поток может быть грубо оценен делением мощности в кориуме на площадь поверхности кориума.

Графики глубины абляции и радиус основания и боковой стенки в зависимости от времени для эксперимента Д11 приведены на рисунке 4.25.

Процесс абляции боковой стенки замедлился после начала подачи воды в бетонную ловушку, особенно в верхней зоне. Перепад температуры между фронтом абляции и внешней поверхностью боковой стенки показал некоторые девиации вверх и вниз после плавного роста для всех экспериментов. На основании наблюдения за абляцией и изменением температуры высказано предположение, что вода могла проникать через термически деградированный бетон и трещины в боковой стенке. Это было также замечено в более ранних экспериментах COTELS MCCI [27, 9].

В отличие от боковой абляции, абляция основания не подавлялась подачей воды, даже в эксперименте Д13 с пониженной мощностью индуктора. Чтобы отвести от кориума водой всю мощность, сообщаемую индуктором, тепловой поток с верхней поверхности кориума должен быть не менее 600 кВт/м^2 для эксперимента Д13. Такой тепловой поток не обеспечивался в предыдущих 1-D экспериментах с прототипом кориума, поскольку формировалась верхняя корка застывшего кориума, сцепленная с тугоплавкой боковой стенкой, изолирующая лежащий под ним кориум, что привело к ослаблению теплообмена между кориумом и верхним бас-

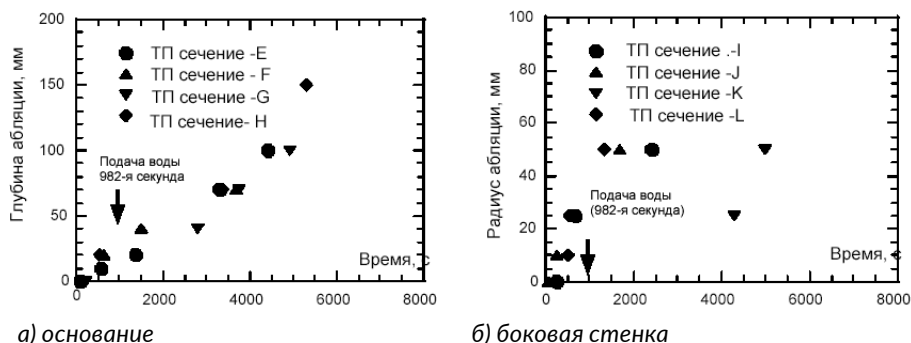


Рисунок 4.25. Глубина и радиус абляции в зависимости от времени (эксперимент Д11)

сейном воды. В результате пост-экспериментального изучения продольного разреза ловушки было замечено, что в 2-D МССИ экспериментах также образовалась корка, сцепленная с боковой бетонной стенкой.

Скорость абляции боковой стенки была почти вдвое больше, чем абляция бетонного основания. Большая скорость боковой абляции могла быть обусловлена наличием тонкостенного стального цилиндра в бетонной ловушке перед сливом кориума. Сталь плавилась под действием слитого кориума, образуя металлический слой с высокой теплопроводностью между кориумом и боковой стенкой ловушки, который разогревался индуктором. Альтернативное объяснение может быть связано с особенностями теплогидравлики бассейна расплава, в том числе вызванными барботажем газовых продуктов взаимодействия через расплав.

На основании результатов экспериментов было обнаружено, что скорость абляции в большинстве случаев пропорциональна мощности индуктора, а соотношение скоростей абляции в нижнем и боковом направлениях почти одинаково и не зависит от мощности индуктора. Поскольку тепловой поток от кориума в бетон можно оценить на основе скорости абляции и энтальпии, необходимой для абляции, соотношение скоростей абляции, полученное в описываемых экспериментах, может служить полезным параметром для моделирования разделения энергии. Следует отметить, что за счет цилиндрической геометрии боковой стенки отношение теплового потока вниз к потоку в боковую стенку уменьшается относительно соотношения скоростей абляции примерно на 10 %.

При выполнении анализа эксперимента Д13 применялась усовершенствованная версия кода СОСО [9] для анализа МССИ, которая позволяет анализировать нестационарную теплопроводность в бетоне, теплообмен «кориум/бетон», абляцию бетона и генерацию газообразных продуктов разложения бетона, образование корки, кипение и лучистый теплообмен с верхней поверхности кориума, проникновение воды в верхнюю корку, выброс кориума через верхнюю корку и т.д.

Эксперименты по МССИ с повышенной мощностью нагревателя расплава показали, что подача воды ослабляет лишь абляцию бетона боковой стенки. Скорость абляции бетонного основания постоянна, даже в случае понижения мощности индуктора. Обнаружено, что образовалась верхняя корка, скрепленная с боковой стенкой, как это имело место в предыдущих экспериментах с тугоплавкой боковой стенкой, что могло привести к снижению отвода тепла в воду. Выполнена оценка скорости абляции бетона как для бокового, так и для донного направления, после установления квазистационарной абляции. Результат оценки показал, что соотношение скоростей боковой и донной абляции, которое связано с распределением мощности, не зависит от мощности индуктора и практически постоянно.

Для объяснения отдельных явлений, влияющих на скорость абляции бетона и охлаждаемость кориума, выполнен сравнительный анализ результатов, полученных с применением бетонных ловушек различных типов. Так, в эксперименте Д8а применялась бетонная ловушка, изготовленная целиком из базальтового бетона, в эксперименте Д9 внутренняя

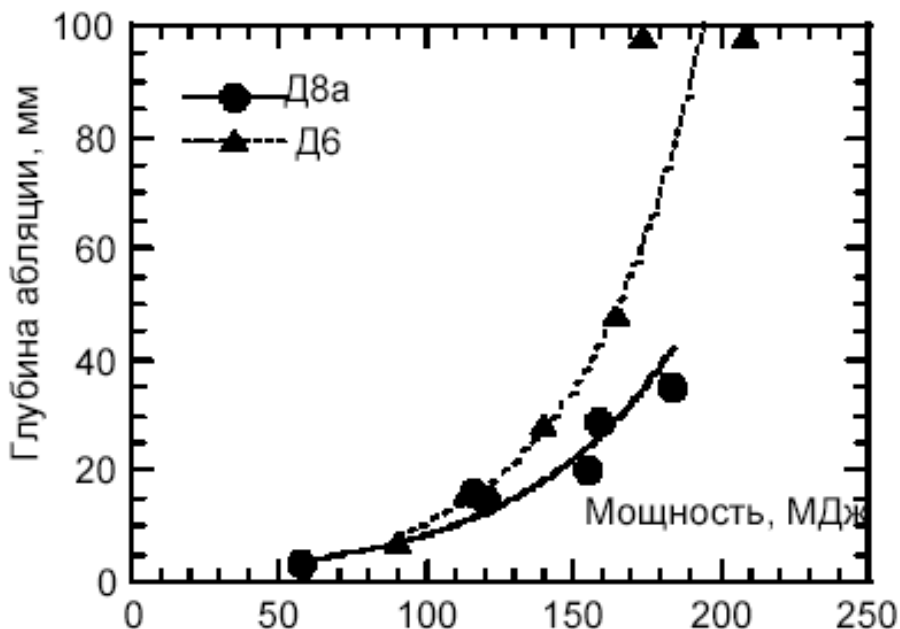


Рисунок 4.26. Сравнение глубины абляции основания в экспериментах Д8а и Д9

поверхность бетонной ловушки была покрыта слоем цементного раствора толщиной 5 см, а в эксперименте Д10 внутренняя боковая поверхность ловушки была закрыта цилиндрической втулкой из окиси магния для организации одномерного взаимодействия «кориум/бетон».

На рисунке 4.26 показана зависимость глубины абляции основания от интегральной мощности в кориуме для экспериментов Д8а и Д9.

Эффективность индукционного нагрева для экспериментов Д8а и Д9 оценивалась в пределах 10 – 25 % на основе результатов предыдущих экспериментов [27], в которых взаимодействие было подавлено подачей воды, и был измерен тепловой поток от кориума в верхний водный бассейн. То есть, почти вся мощность индуктора, сообщаемая кориуму в этих экспериментах, была отведена верхним водным бассейном. В отдельном калибровочном эксперименте Д6 в качестве имитатора кориума применялся расплав нержавеющей стали. К.п.д индуктора для этого эксперимента составил около 30 %.

Скорость абляции базальтового бетона оказалась значительно меньше по сравнению с абляцией цементного раствора без наполнителя в случае, когда на поверхности кориума образуется устойчивая корка. Между кориумом и бетоном сформировался слой деградированного бетона, включающий в себя крупные и мелкие фрагменты наполнителя в эксперименте с базальтовым бетоном, поскольку фрагменты наполнителя оказались термически более стойкими, чем цементный раствор.

В двух экспериментах внутренняя боковая стенка бетонной ловушки была защищена цилиндрической вставкой из окиси магния для реализации одномерной абляции бетона только в нижнем направлении. При этом в одном из экспериментов сверху на расплав кориума подавалась вода (Д10), а второй эксперимент (Д10б) выполнялся без охлаждения.

В эксперименте Д10 с охлаждением водой методом верхнего залива не образовалось слоя частиц поверх слитка. Тем не менее, глубина абляции бетона в вертикальном направлении на 25 % больше, чем в случае отсутствия охлаждения, даже при меньшей мощности индуктора.

Наличие эрозии на боковой поверхности вставки из окиси магния подтверждает существование высокой температуры расплава (порядка 2800 °С) в процессе взаимодействия. Общая особенность результирующего слитка кориума – плотный слой с повышенным содержанием оксидов железа в зоне взаимодействия с бетоном. В обоих случаях наблюдается сцепление периферии слитка с боковой стенкой с вогнутым мениском, подтверждающим смачивание расплавом кориума поверхности окиси магния.

Полученные результаты экспериментов по моделированию МССИ дают основание полагать, что формирование фрагментированных продуктов МССИ обусловлено, главным образом, энергией, запасенной в расплаве до начала орошения его водой. В результате прохождения через расплав продуктов разложения бетона и сопровождающего этот процесс окисления металлических компонентов расплава получено большое количество частиц с весьма малым поперечным размером. Верхний слой фрагментов содержит большое количество соединений бетона. Распределение частиц по характерному поперечному размеру хорошо согласуется с логарифмическим законом Розина–Раммлера.

На *рисунке 4.27* показано влияние соотношения размеров бассейна кориума, аккумулированного в бетонной ловушке, на температуру бетона вблизи границы взаимодействия.

В результате экспериментов по моделированию взаимодействия расплава активной зоны с бетоном с падением расплава в бетонную ловушку выявлено следующее.

- Падение расплава на бетон в ряде случаев приводит к формированию значительного слоя фрагментированных продуктов взаимодействия «кориум/бетон».
- Удельная доля фрагментов зависит, в первую очередь, от энергии, запасенной расплавом перед его сливом в экспериментальную секцию.
- Скорость абляции бетона при взаимодействии с кориумом зависит от удельной энергии, выделяемой в кориуме устройством для имитации остаточного тепловыделения.
- Применение в качестве наполнителя бетона термостойкого материала (например, природного кварцита) может обеспечить временное замедление абляции бетона за счет более высокой температуры плавления гравия и более высокой скрытой теплоты его плавления.
- В общем случае абляция бетона не может быть полностью остановлена за счет верхнего залива водой.

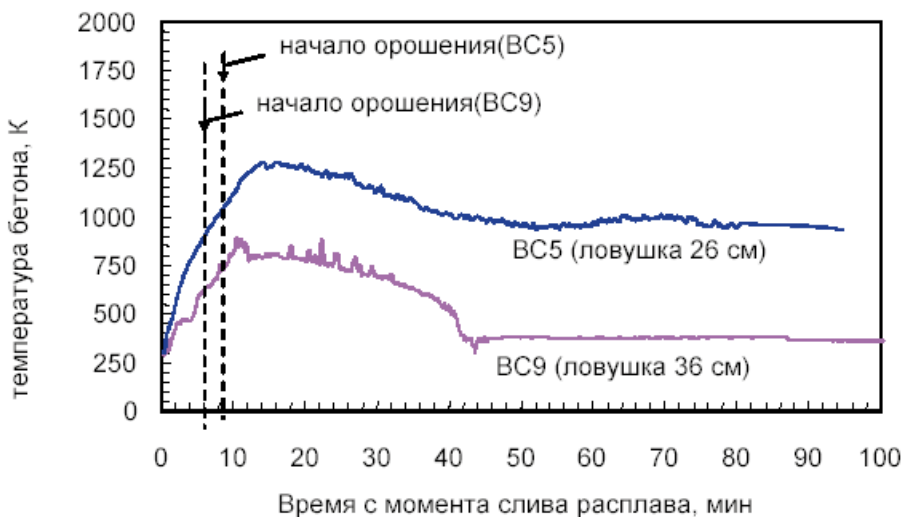


Рисунок 4.27. Эволюция температуры бетона при различной глубине бассейна кориума

Заключение

Исследования проблем обеспечения безопасности ядерных установок при тяжелых авариях является одним из важных направлений исследовательской деятельности, которое давно и успешно реализуется ИАЭ НЯЦ РК

В рамках проектов COTELS и IVR-AM для комплексного моделирования процессов тяжелой аварии была создана крупномасштабная установка для экспериментального исследования процессов взаимодействия расплава кориума с водяным теплоносителем, материалом корпуса и бетоном. В установке реализована возможность приготовления до 60 кг расплава прототипного кориума с последующим его сливом в секцию, содержащую водный бассейн, инструментированные модели днища силового корпуса или бетонной шахты и оборудованную индукционным нагревателем. Для отработки методических вопросов в обеспечение создания крупномасштабной установки и трактовки результатов проводимых на нем экспериментов, был создан маломасштабный стенд. С его применением были исследованы особенности разогрева и плавления кориума, проверена возможность применения графита в качестве материала горячего тигля, а также защитных покрытий тигля от взаимодействия с высокотемпературным расплавом, получены образцы кориума и определены его состав и свойства для последующего использования при пост-тест анализах крупномасштабных экспериментов. Полученные количественные результаты крупномасштабных экспериментов и материаловедческих исследований продуктов взаимодействия кориума с водяным теплоносителем, материалом корпуса и бетоном были использованы при разработке моделей исследуемых процессов взаимодействия и верификации соответствующих расчетных кодов.

4.3.2 Проект INVECOR

Проект Международного научно-технического центра (МНТЦ) К-1265 получивший название «Study of the processes of corium-melt retention in the reactor pressure vessel» сокращенно INVECOR выполнялся при сотрудничестве с зарубежными организациями такими как: CEA, Saclay and Cadarache; IRSN; KIT (former FZK) and JRC-ITU, Karlsruhe; FZR, Dresden; Pisa University. Также в проекте принимали участие сотрудники из НИТИ им. Александрова (России г. Сосновый бор) [28].

Главной целью проекта являлось экспериментальное изучение нестационарных процессов при удержании кориума в корпусе реактора при имитации остаточного тепловыделения.

Проект стартовал 1 мая 2006 г. и был завершен 30 апреля 2010 г. В процессе выполнения проекта были решены 4 масштабных задачи:

1. Модернизирована установка и оптимизирована технология плавки реализована технология имитации остаточного энерговыделения.
2. Проведено расчетное сопровождение экспериментов, включающие предтест расчеты режимов электроплавильной печи (ЭПП) и режимов работы имитатора остаточного тепловыделения и пост-тест расчеты.
3. Выполнено 4 крупномасштабных эксперимента с поддержанием энерговыделения в бассейне расплава, находящимся в модели корпуса реактора с использованием оксидного кориума С-30 и оксидно-металлического кориума С-30 с добавлением нержавеющей стали.
4. Проведен пост-тест анализ результатов экспериментов, включающий в себя исследование результатов взаимодействия кориума со сталью, изучение состава и свойств продуктов взаимодействия.

При выполнении основной задачи (№3) в интегральных крупномасштабных экспериментах до 60 расплава кориума С-30 сливалось из ЭПП с высоты 1,7 м в модель корпуса реактора с размещенным в нем устройством для имитации остаточного тепловыделения. Длительность экспериментов по удержанию кориума в корпусе составила от 1 до 2 часов. Удельная мощность энерговыделения в кориуме составила от 4 до 8 Вт/см³. Максимальная температура стенки модели корпуса составила 1300 °С, что достигалось за счет теплоизоляции внешней поверхности модели корпуса и регулирования расхода охлаждающей воды. Добавка стали в кориум выполнялась путем имитации плакировки внутренней поверхности корпуса нержавеющей сталью (в эксперименте INVECOR-2) и сбросом стального листа на поверхность бассейна кориума (в эксперименте INVECOR-3). В двух экспериментах (INVECOR-1/3 и INVECOR-2) в модель корпуса предварительно помещалось до 10 кг оксидного кориума С-90. В четвертом эксперименте (INVECOR-1/4) увеличена эффективность теплоизоляции на внешней поверхности модели корпуса и установлен дополнительный тепловой экран над кориумом [29, 30].

В рамках Задачи 4 выполнен пост-тест анализ проб кориума и корпусной стали включая: резку слитка кориума и модели корпуса, отбор проб; рентгеновский фазовый анализ (XRD); оптическую металлографию; элементный анализ; обобщение результатов экспериментов.

В процессе пост-тест исследований обнаружено, что затвердевший кориум находится как в виде сплошной слитка, так и в виде мелких фрагментов, расположенных поверх слитка. Обнаружена незначительная эрозия внутренней поверхности стальной стенки модели корпуса.

Изучение фазового состава затвердевшего кориума показало, что состав нижней корки кориума, прилегающей к стенке модели корпуса и состав верхнего слоя фрагментов почти идентичен и соответствует быстрому охлаждению расплава кориума (quench-эффект). Это позволяет предположить, что часть фрагментированного кориума сформировались в результате первичного контакта струи расплава с относительно холодной стальной поверхностью.

Масса фрагментированного кориума может зависеть от соотношения масс кориум/сталь. При этом следует иметь в виду, что в эксперименте INVECOR-1.4 получена наибольшая масса фрагментов по сравнению с предыдущими экспериментами. Исследования показали, что частицы нижнего слоя выглядят как фрагменты верхней корки на слитке кориума. Следовательно, они могли сформироваться в результате взламывания верхней корки кориума при повышении давления в закрытых порах в слитке, а также в результате дробления верхней части слитка при термических расширениях.

Экспериментальная установка ЛАВА-Б и ее усовершенствование

Экспериментальная установка (рисунок 4.28) оснащена индукционной печью для получения расплава прототипного кориума и устройством приема сливаемого расплава, содержащего водоохлаждаемую модель днища силового корпуса реактора, устройство для имитации остаточного тепловыделения плазмотронного типа и набор датчиков температуры, давления и деформации [26, 31]. Для подготовки крупномасштабных опытов и оптимизации инженерно-технологических решений выполнялись поддерживающие эксперименты на маломасштабной установке [32].

Электроплавильная печь для получения 60 кг расплава прототипного кориума устанавливается над устройством приема расплава, в котором могут размещаться различные экспериментальные секции в зависимости от вида испытаний.

В процессе выполнения проекта были значительно улучшены характеристики экспериментальной установки.

В частности, был увеличен внутренний объем плавильного тигля за счет применения более качественных графитовых материалов, а также было улучшено устройство для измерения температуры кориума в процессе его нагрева и плавления с применением двухволнового пирометра [33].

Предварительные расчеты модели корпуса и бассейна кориума показали (см. рисунок 4.29), что для создания условий эксперимента, адекватных реальной реакторной ситуации, требуется значительно повысить мощность имеющегося устройства для имитации остаточного тепловыделения в кориуме, а также обеспечить температуру внутренней стенки модели корпуса в зоне ее взаимодействия с кориумом не ниже 1000 °С (температура начала физико-химического взаимодействия между компонентами кориума и сталью) [34].

Для повышения суммарной мощности устройства для имитации остаточного тепловыделения количество коаксиальных плазмотронов

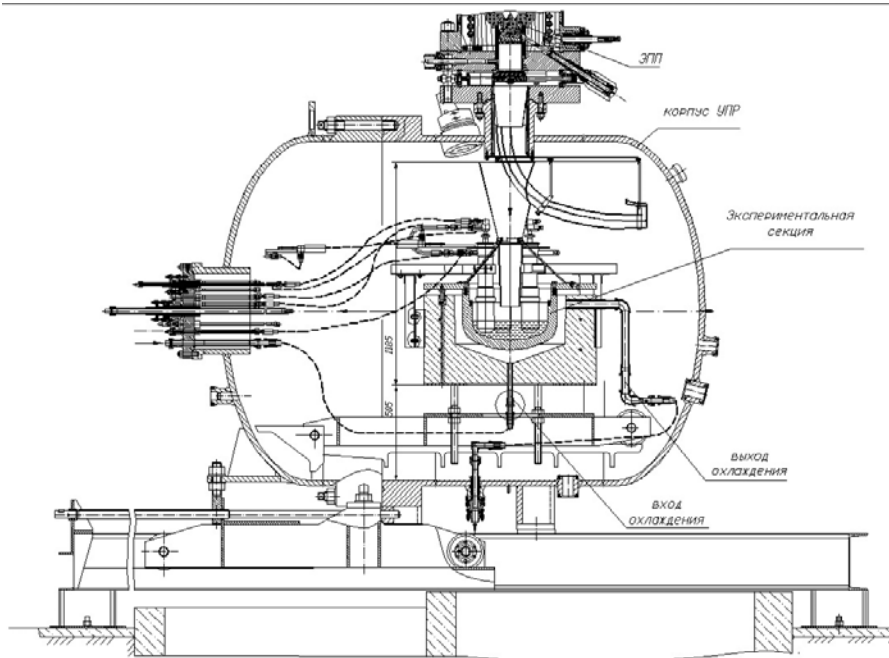


Рисунок 4.28. Конструктивная схема установки ЛАВА-Б для выполнения экспериментов INVECOR

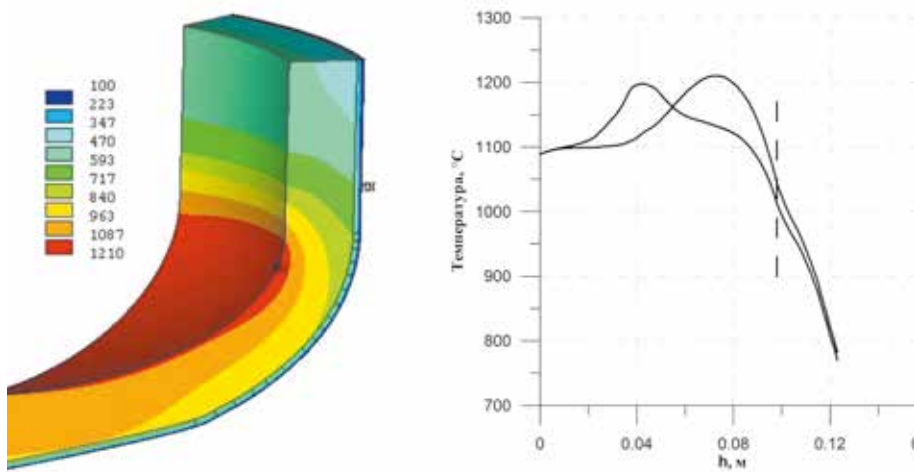
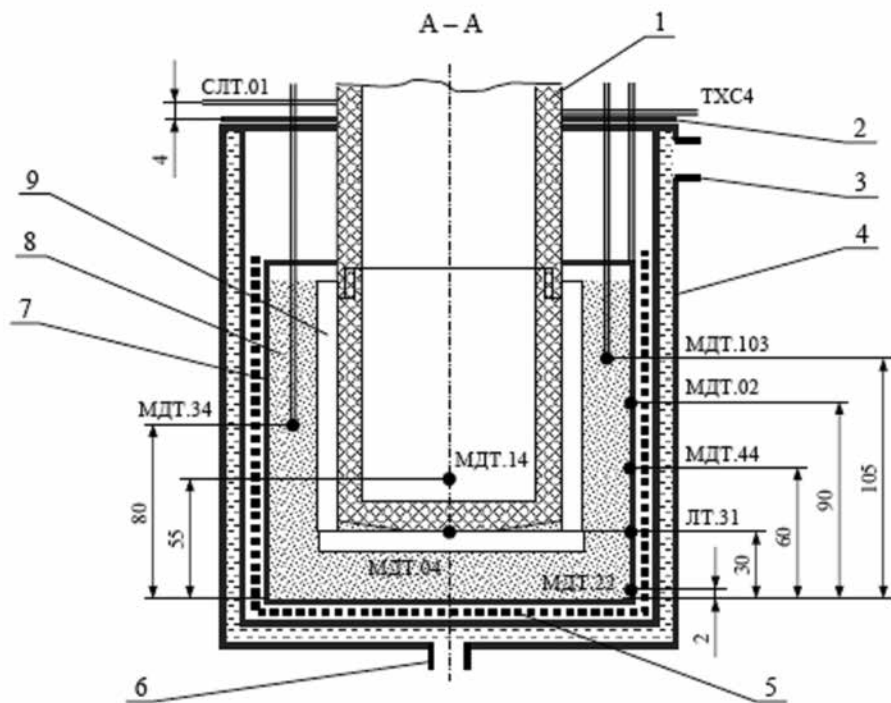


Рисунок 4.29. Температурное поле на границе «кориум/корпус» при наличии профилированной теплоизоляции на внешней поверхности модели

в устройстве было увеличено с 3 до 5, а мощность каждого плазмотрона была доведена до 15 – 17 кВт за счет улучшения конструкции наконечников плазмотронов. Работоспособность и ресурс плазмотронов были проверены в многочисленных поддерживающих экспериментах как с единичными плазмотронами, так и с пятью плазмотронами одновременно [35].

Для повышения температуры в зоне взаимодействия «кориум/сталь» было решено применить теплоизоляционный пакет на внешней поверхности модели корпуса (между стальной стенкой и потоком охлаждающей воды). Эффективность такой конструкции проверялась в специальных поддерживающих экспериментах, в которых один коаксиальный плазмотрон погружался в смесь компонентов кориума С-32 (степень окисления циркония 32%). Внешняя поверхность слоя кориума была окружена теплоизоляционным пакетом из стеклоткани. Снаружи вся экспериментальная сборка охлаждалась потоком воды (рисунок 4.30). Проверка показала, что принятые меры позволяют достичь требуемой температуры



1 – составной графитовый наконечник внешнего электрода; 2 – защитный экран; 3 – выход охлаждающей воды; 4 – рубашка охлаждения; 5 – стеклоткань; 6 – вход охлаждающей воды; 7 – внутренний сосуд; 8 – смесь крошки таблеток диоксида урана и порошка диоксида циркония; 9 – металлический цирконий.

Рисунок 4.30. Экспериментальная ячейка для экспериментов ТОП

в зоне взаимодействия «кориум/сталь» при существующей мощности плазмотрона [36].

Защитное покрытие из карбида циркония на внутренней поверхности графитового тигля для получения расплава прототипного кориума позволило подавить взаимодействие между оксидными компонентами активной зоны и углеродом в процессе разогрева и плавления кориума. Покрытие наносилось путем управляемого растекания расплава циркония по горячей поверхности графита. В процессе остывания расплав циркония взаимодействовал с поверхностным слоем графита, формируя карбид циркония на поверхности и в поверхностных порах, на данный способ нанесения покрытия был получен инновационный патент РК №.30667 [37].

Аналогичная технология применена для создания защитного покрытия на внешней поверхности графитовых наконечников плазмотронов, что позволило избежать нежелательного взаимодействия между кориумом и графитом в процессе имитации остаточного тепловыделения в бассейне кориума, находящемся в модели корпуса (инновационный патент РК №.30668)

В результате расчетных, экспериментальных и конструкторских работ была создана модель корпуса реактора для интегральных крупномасштабных экспериментов (см. рисунок 4.31).

Внутренний диаметр модели корпуса 40 см, толщина стенки 50 мм, форма модели полуэллиптическая. Модель оснащена термометрами для измерения температуры стенки на различных расстояниях от внутренней поверхности, а также датчиками перемещения/деформации стенки в процессе экспериментов.

Подготовка интегральных экспериментов

В процессе выполнения проекта выполнено четыре крупномасштабных интегральных эксперимента. Четвертый эксперимент являлся повторением 1-го эксперимента по составу кориума. В отличие от других экспериментов, в нем была существенно повышена эффективность теплоизоляции снаружи модели корпуса и добавлен второй верхний тепловой экран. Данные по загрузке кориума во всех интегральных экспериментах приведены в таблице 4.6.

Таблица 4.6. Загрузка кориума в интегральных экспериментах

Эксперимент	Масса материала в тигле ЭПП*, кг	Добавка в модель корпуса**, кг	Суммарная масса кориума, кг
1	60	10	70
2	60	9,4	69,4
3	60		60
4	60		60

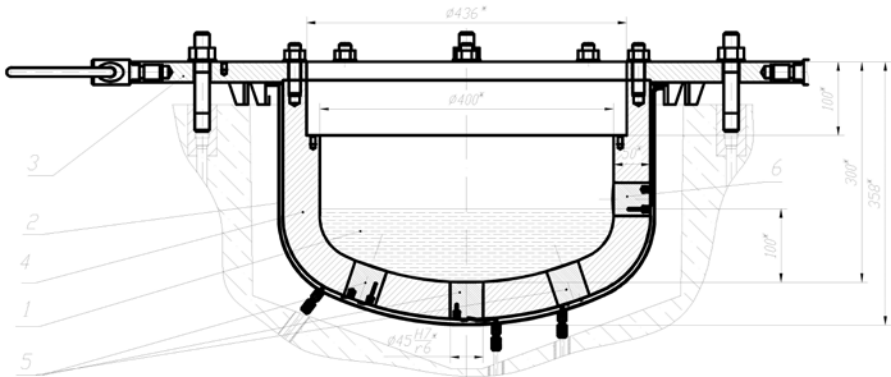
Примечание:

* Состав кориума соответствовал композиции С-32 (степень окисления циркония 32%)

** Состав кориума соответствовал композиции С-90 (степень окисления циркония 90%)

Подготовка 1-го эксперимента

Первый интегральный эксперимент посвящен моделированию поведения бассейна кориума на днище корпуса реактора, когда основная доля оксидного кориума падает в нижний пленум в виде расплава прототипного кориума С-32. После падения расплава на днище корпуса в кориуме имитируется остаточное тепловыделение применением блока из 5 коаксиальных плазмотронов. Дополнительно в экспериментальную секцию



- 1 – кориум;
- 2 – кожух теплоизоляционного пакета;
- 3 – фланец;
- 4 – модель днища корпуса;
- 5, 6 – образец корпусной стали

а) экспериментальная секция для интегральных экспериментов

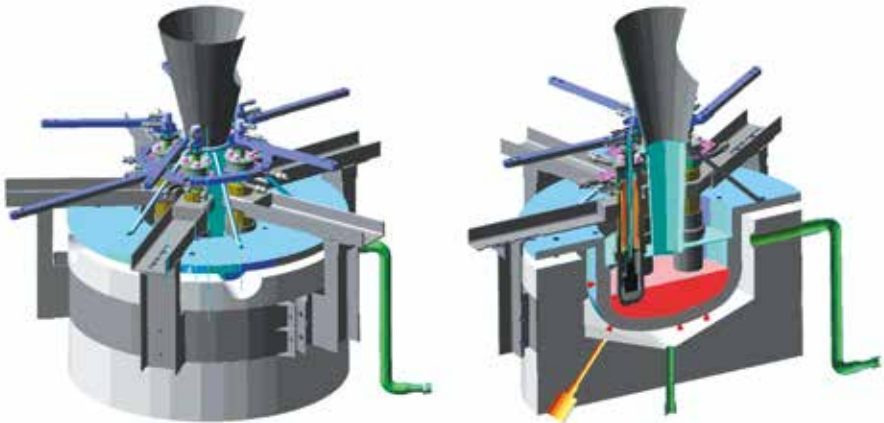


Рисунок 4.31. Общий вид экспериментальной секции

было помещено около 10 кг оксидного кориума С-90 в виде крошки слитка, полученного в результате 1-го калибровочного эксперимента. Таким образом, в случае полного слива расплава из ЭПП в экспериментальной секции ожидалось наличие 70 кг прототипного кориума (предварительная загрузка кориума в модель корпуса имитировала версию о одновременном падении деградированной активной зоны в нижний пленум) [7].

На *рисунке 4.32* показана схема экспериментальной секции для первого интегрального эксперимента.

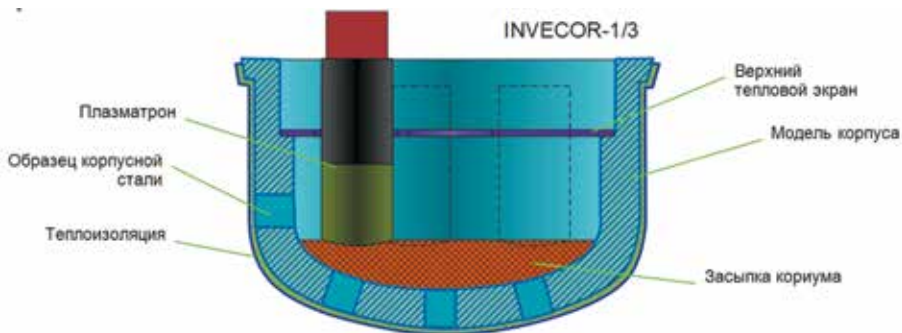


Рисунок 4.32. Экспериментальная секция для 1-го эксперимента

Подготовка экспериментальной секции выполнялась в соответствии с результатами и рекомендациями предварительных расчетов и поддерживающих экспериментов. На нижние участки внешних наконечников коаксиальных плазматронов было нанесено защитное покрытие из карбида циркония.

Диаграмма нагрева/плавления компонентов кориума в ЭПП установки ЛАВА-Б была разработана на основе результатов крупномасштабных калибровочных экспериментов. Устойчивость работы плазматронов на этапе предварительного разогрева модели корпуса перед сливом расплава обеспечивалась применением аргона в качестве рабочего газа плазматронов (применение аргона в качестве рабочего тела плазматронов на начальном этапе эксперимента (перед сливом расплава) применялось во всех экспериментах. После слива расплава в модель корпуса аргон заменялся на азот (или смесь газов «аргон+азот») для повышения мощности плазматрона).

Подготовка 2-го эксперимента

При подготовке экспериментальной секции для второго интегрального эксперимента, в соответствии с рабочим планом, необходимо было добавить нержавеющую сталь в кориум, находящийся в модели корпуса. Чтобы избежать нежелательных физико-химических процессов в плавильном тигле ЭПП, было решено поместить листовую нержавеющую сталь в экспериментальную секцию, имитируя внутреннюю плакировку корпуса реактора ВВЭР (*рисунок 4.33*).

Диаграмма подвода мощности к индуктору ЭПП была скорректирована с учетом результатов 1-го интегрального эксперимента, – темп нагре-

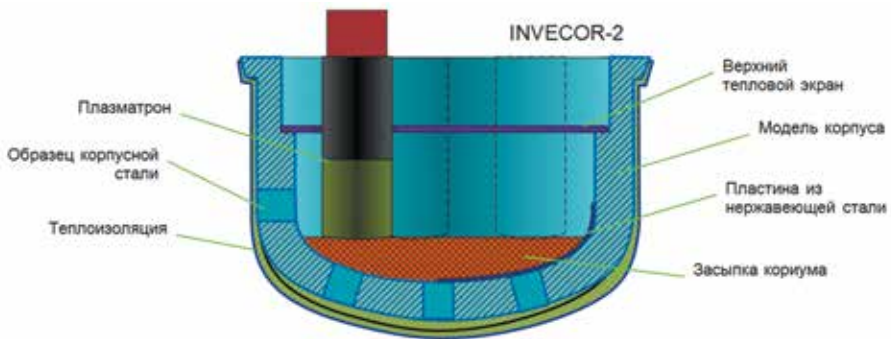


Рисунок 4.33. Экспериментальная секция для 2-го эксперимента

ва загрузки компонентов кориума был замедлен в области температуры плавления металлического циркония, чтобы предотвратить нежелательные перемещения расплава внутри тигля до момента слива расплава.

Подготовка 3-го эксперимента

В данном эксперименте было решено имитировать падение фрагментов стальных конструкций сверху на бассейн кориума после его слива и формирования верхней корки. Такая конфигурация могла послужить проверкой постулированного сценария развития тяжелой аварии, в соответствии с которым в бассейне кориума, находящимся на днище корпуса, формируется слой металлического расплава поверх оксидного слоя (так называемый «фокус-эффект»). Схема расположения материалов в модели корпуса показана на рисунке 4.34. Металлическая пластина подвешивалась ниже верхнего теплового экрана на медных скобах. Время прогрева пластины до деградации медных скоб достаточно, чтобы на поверхности кориума успела сформироваться твердая корка, предотвращая падение стали непосредственно в расплав оксидного кориума.

В отличие от предыдущих экспериментов, в модель корпуса не были добавлены фрагменты кориума, что должно было обеспечить более высокую температуру прогрева модели перед сливом расплава.

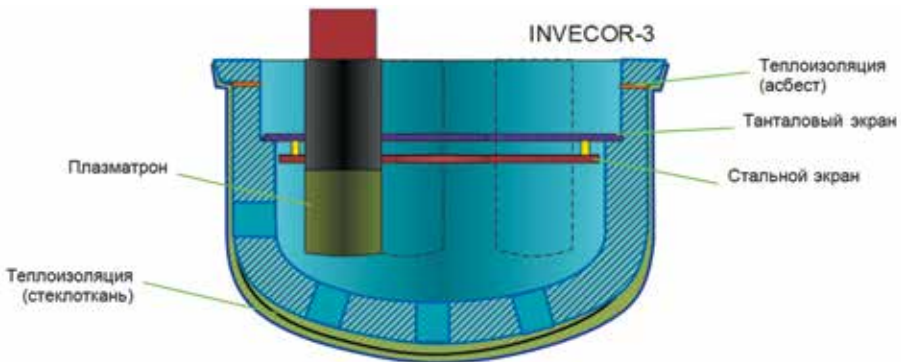


Рисунок 4.34. Экспериментальная секция для 3-го эксперимента

Кроме того, для повышения температуры стенки модели в процессе эксперимента был установлен минимально возможный расход воды, охлаждающей внешнюю поверхность модели корпуса (теплоизоляционного пакета).

Подготовка 4-го эксперимента

Четвертый интегральный эксперимент являлся повторением первого интегрального эксперимента, с точки зрения состава кориума. Главные отличия в условиях выполнения эксперимента обеспечивались следующими мерами:

- отсутствием предварительной засыпки в модель корпуса оксидного кориума;
- повышением эффективности внешнего слоя теплоизоляции модели корпуса за счет замены стеклоткани на графитовый войлок (что снизило теплопроводность теплоизоляционного пакета в 8 – 10 раз);
- повышением эффективности верхнего теплового экрана над кориумом за счет размещения и надежной фиксации стальной пластины между поверхностью кориума и основным танталовым экраном;
- регулированием расхода внешней охлаждающей воды из условия поддержания температуры на выходе на уровне 90 °С.

Схема экспериментальной секции показана на рисунке 4.35.

Выполнение интегральных экспериментов

Начальная стадия всех четырех экспериментов выполнялась по одному сценарию: компоненты кориума загружались в тигель электроплавильной печи индукционного типа, расположенной над экспериментальной секцией и разогревались до расплавленного состояния методом «горячего тигля». После достижения заданной температуры (проверенной в калибровочных экспериментах) в дне тигля вскрывалось отверстие, и расплав сливался в экспериментальную секцию. Примерно за 12 – 15 минут до слива расплава кориума в экспериментальной секции включалось устройство для имитации остаточного тепловыделения, что приводило к подогреву стенки модели корпуса до 200 – 250 °С. В данном разделе приводится описание только 4-го эксперимента, в котором достигнуты максимальные параметры.

Отверстие в дне тигля было вскрыто после достижения температуры внутри тигля 2630 °С. Плазматронный нагреватель был включен за ~15

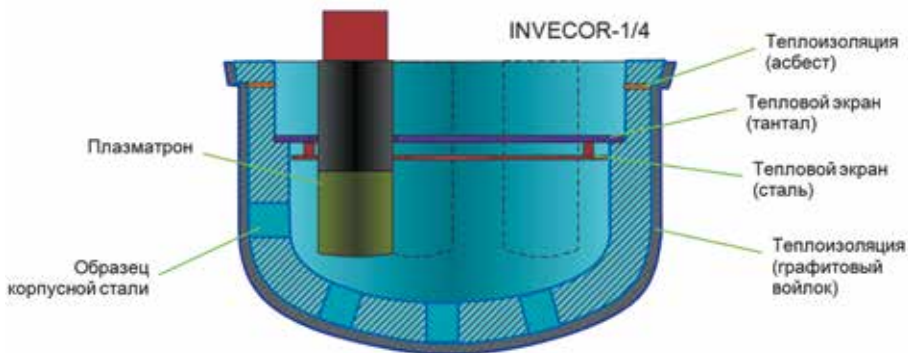


Рисунок 4.35. Экспериментальная секция для 4-го эксперимента

минут до слива расплава, что обеспечило подогрев стенки модели корпуса до ~ 250 °С (на стадии предварительного нагрева расход охлаждающей воды на внешнюю поверхность модели корпуса был отключен).

На рисунке 4.36 приведены графики температуры в стенке модели корпуса в процессе эксперимента INVECOR 4. Общая длительность эксперимента (включая стадию предварительного прогрева) составила более 2 часов.

Средняя мощность всех плазмотронов в процессе эксперимента составила около 75 кВт. Максимальная температура нагрева стенки модели в процессе эксперимента наблюдалась в центральной части дна модели и составляла 1400 °С.

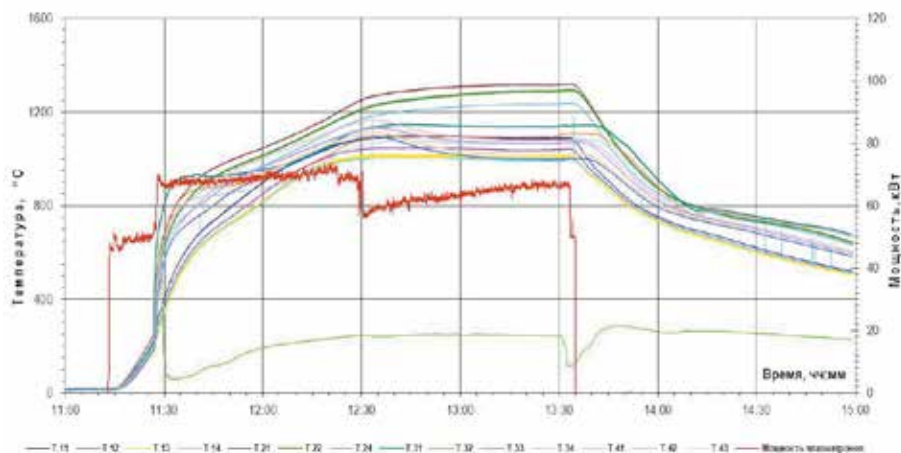


Рисунок 4.36. Температура стенки модели корпуса в процессе 4-го интегрального эксперимента

Температура верхнего танталового экрана была несколько ниже, чем в предыдущих экспериментах, что подтверждает положительный эффект от применения промежуточного стального экрана.

В таблице 4.7 приведены параметры, достигнутые в процессе выполнения интегральных экспериментов.

Таблица 4.7. Результаты экспериментов INVECOR

№	Температура корпуса перед сливом, °С	Мощность плазмотронов, кВт	Время эксперимента, мин	Макс. температура стенки модели, °С
1	2560	65	60	820
2	2570	75	60	1050
3	2680	78	60	1350
4	2640	75	130	1400

Результаты пост-тест исследований

В результате разборки экспериментальных секций после экспериментов было обнаружено, что затвердевший кориум в модели корпуса находится как в виде сплошного слитка, так и слоя фрагментов, расположенного поверх слитка (см. рисунки 4.37 – 4.40).

В таблице 4.8 приведены соотношения масс «слиток/фрагменты» после интегральных экспериментов INVECOR

Таблица 4.8. Соотношение масс кориума в экспериментах

№	Масса кориума в модели, кг	Доля фрагментов кориума, %	Доля слитка кориума, %
1	47,0	10,9	89,1
2	68,9	33,9	66,1
3	58,4	27,8	72,2
4	55,4	49,8	50,2

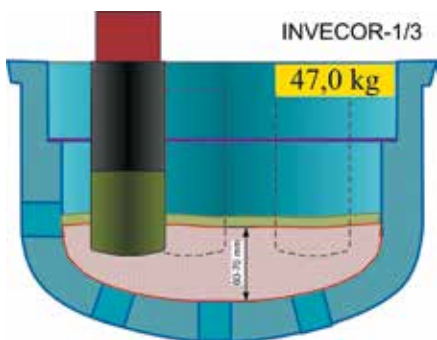


Рисунок 4.37. Конфигурация кориума после 1-го эксперимента

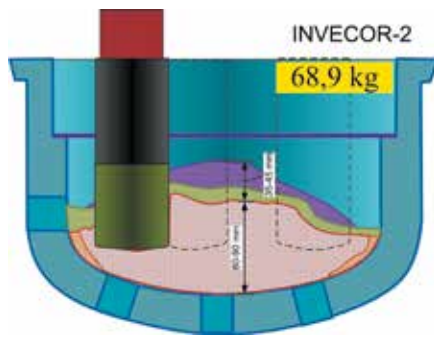


Рисунок 4.38. Конфигурация кориума после 2-го эксперимента

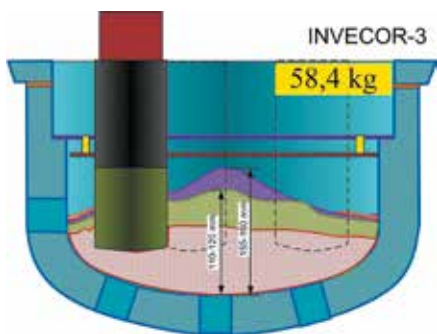


Рисунок 4.39. Конфигурация кориума после 3-го эксперимента

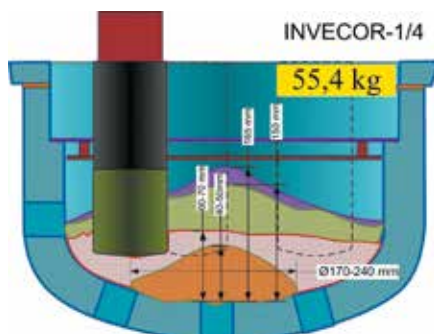


Рисунок 4.40. Конфигурация кориума после 4-го эксперимента

Результаты исследования кориума после 1-го эксперимента

Основными компонентами образцов слитка расплава по результатам рентгеновского фазового анализа являются оксидные фазы переменного состава $(U,Zr)O_2$ с ГЦК – решеткой двуокиси урана, фаза металлического циркония, стабилизированная кислородом $\alpha-Zr(O)$, и фаза $\alpha-(U,Zr)$ на основе кристаллической решетки α -урана. Общим признаком образцов является также малое содержание циркония в основном твердом растворе $(U,Zr)O_2$ с оценочным составом $U_{-0.9}Zr_{-0.1}O_2$. Из всей совокупности образцов материала слитка выделяются образцы из центральной области присутствием железосодержащей фазы, наиболее уверенно идентифицированной как Zr_2FeO_x или $\epsilon-Zr_6Fe_3O_{0.6}$ с кубической решеткой пространственных групп $Fm\bar{3}m$ или $Fd\bar{3}m$. Элементный анализ подтверждает присутствие железа в этом образце.

Основными компонентами образцов фрагментированного кориума являются оксидные фазы переменного состава $(U,Zr)O_2$ с ГЦК – решеткой двуокиси урана. Фазы металлического циркония, стабилизированной кислородом $\alpha-Zr(O)$ в этом материале значительно меньше, чем в материале слитка, и фаза $\alpha-(U,Zr)$ на основе кристаллической решетки α -урана практически отсутствует. Общей чертой образцов является также малое содержание циркония в основном твердом растворе $(U,Zr)O_2$ с оценочным составом от $U_{0.97}Zr_{-0.03}O_2$ до $U_{0.93}Zr_{-0.07}O_2$. Основной общей особенностью состава образцов фрагментированного кориума над слитком является наличие оксидных фаз с высоким содержанием циркония. Это окись циркония с моноклинной кристаллической решеткой, а также фазы, наличие которых на дифрактограммах идентифицируется лишь по увеличению фона и удлинению склона рефлексов основного твердого раствора в сторону больших углов, что соответствует увеличению содержания циркония в твердом растворе $(U,Zr)O_2$ с любым типом кристаллической решетки. Подобная дифракционная картина может возникать в случае быстрой кристаллизации фаз (закалке), при которой образуются неравновесные фазы с сильно искаженными кристаллическими решетками.

Элементный анализ показал однородное распределение урана и циркония в образцах фрагментов кориума. Элементный состав фрагментированного кориума практически идентичен составу материала слитка.

Результаты исследования кориума после 2-го эксперимента

Результаты фазового и элементного анализа образцов кориума в модели корпуса показали:

- Фазовый состав всех образцов материала слитка практически идентичен, что подтверждается результатами элементного анализа и говорит об однородности расплава, как в момент застывания, так и в момент слива расплава. Об этом же говорит идентичность фазового и элементного состава образца корки расплава на танталовой воронке, образцов материала слитка расплава и фрагментов кориума над слитком в модели корпуса.
- В образцах, имевших непосредственный контакт со стальными элементами установки, зафиксировано присутствие продуктов их химического взаимодействия с расплавом кориума. В остальных образцах слитка содержание железосодержащих фаз фактически равно нулю.

- Материал фрагментов слитка в основном однородный с микроструктурой, характерной для оксидно-металлического кориума. Включение металлического α -урана относительно редки и присутствуют как в основном материале слитка, так и в частично растворенных фрагментах таблеток двуокси урана.
- Присутствие железа и железосодержащих фаз в центральной и, особенно, в нижней областях слитка вполне согласуется с геометрией эксперимента и указывает на растворение железа в расплаве кориума.

Результаты исследования кориума после 3-го эксперимента

Основными компонентами фазового состава образцов затвердевшего расплава по результатам рентгеновского фазового анализа являются оксидные фазы переменного состава $(U,Zr)O_2$ с ГЦК – решеткой двуокиси урана.

Оксидные твердые растворы $(U,Zr)O_2$ характерны для всех образцов. Общей чертой состава этой фазы является малое содержание циркония в растворе, а также отсутствие фазы металлического циркония. Оценочный химический состав оксидной фазы, определялся по значению периода решетки и лежал в диапазоне составов $U_{-0.97}Zr_{-0.03}O_2 \div U_{-0.85}Zr_{-0.15}O_2$ (0,546÷0,542 нм).

Результаты исследования кориума после 4-го эксперимента

Основными компонентами образцов верхнего слоя фрагментов по результатам рентгеновского фазового анализа являются двуокись урана UO_2 , а также оксидные фазы переменного состава $(U,Zr)O_2$ с ГЦК решеткой двуокиси урана и на основе тетрагональной и моноклинной решеток диоксида циркония. В образцах материала крупных фракций удаётся однозначно идентифицировать присутствие материала таблеток UO_2 , а также еще целого набора фаз в диапазоне составов от UO_2 до $U_{-0.8}Zr_{-0.2}O_2$.

Фазовый состав образцов фракций второго слоя фрагментов отличается отсутствием двуокиси урана. Основу композиции в них составляют оксидные фазы $(U,Zr)O_2$ с ГЦК решеткой двуокиси урана, фазы $(Zr,Ur)O_2$ на основе тетрагональной и моноклинной модификаций диоксида циркония и α -Zr(O).

Следует отметить факт присутствия в материале мелких фракций наличие значительного количества фазы переменного состава $U_{-0.5}Zr_{-0.5}O_2$. В образцах самых мелких фракций определяются линии высших окислов урана U_3O_{8-x} .

Количественный элементный состав образцов крупных фрагментов кориума над слитком, в целом, соответствует составу материала крупных фракций частиц нижнего слоя фрагментов. Фазовый состав фрагментов в основном представлен твердыми растворами $(U,Zr)O_2$ с ГЦК решеткой двуокиси урана и $(Zr,Ur)O_2$ на основе кубической или тетрагональной модификаций диоксида циркония. Следует отметить отсутствие фазы металлического циркония.

Основными компонентами образцов слитка расплава являются твердый раствор $(U,Zr)O_2$ с ГЦК решеткой двуокиси урана и α -фаза металлического циркония, стабилизированная кислородом α -Zr(O). Также в образцах присутствуют в небольших количествах фаза на основе кристаллической решетки α -урана α -(U,Zr).

Общей характеристикой образцов является малое содержание циркония в основном твердом растворе $(U,Zr)O_2$ с оценочным составом $U_{-0.95}Zr_{-0.05}O_2$.

Железосодержащие фазы $(U,Zr)Fe_2$, Zr_2FeO_x с кубической решеткой пространственных групп $Fd3m$ и $Fm3m$ встречаются также в образце кориума.

Образцы донной корки периферийных областей слитка имеют близкий фазовый состав, схожий с фазовым составом образцов средней части слитка, и представляют собой закалочный слой слитка в областях, где не произошло плавление материала модели корпуса.

Напротив, образцы корок, отобранные в областях, где произошло плавление стенки модели корпуса, содержат продукты взаимодействия кориума с расплавом стали. Важнейшими из железосодержащих фаз, присутствие которых велико в образцах околосдонных корок, являются интерметаллидные фазы $ZrFe_3$ (плотноупакованная ГЦК структура), $(Zr,U)Fe_2$ (ферромагнетик, фаза Лавеса с кубической решеткой типа $MgCu_2$) и металлическая фаза α -Fe.

Особое внимание было уделено исследованию донной области слитка, где наблюдается слой материала толщиной около 1 мм, содержащий продукты взаимодействия кориума со сталью. Увеличенные изображения этой области до и после травления представлены на рисунке 4.41.

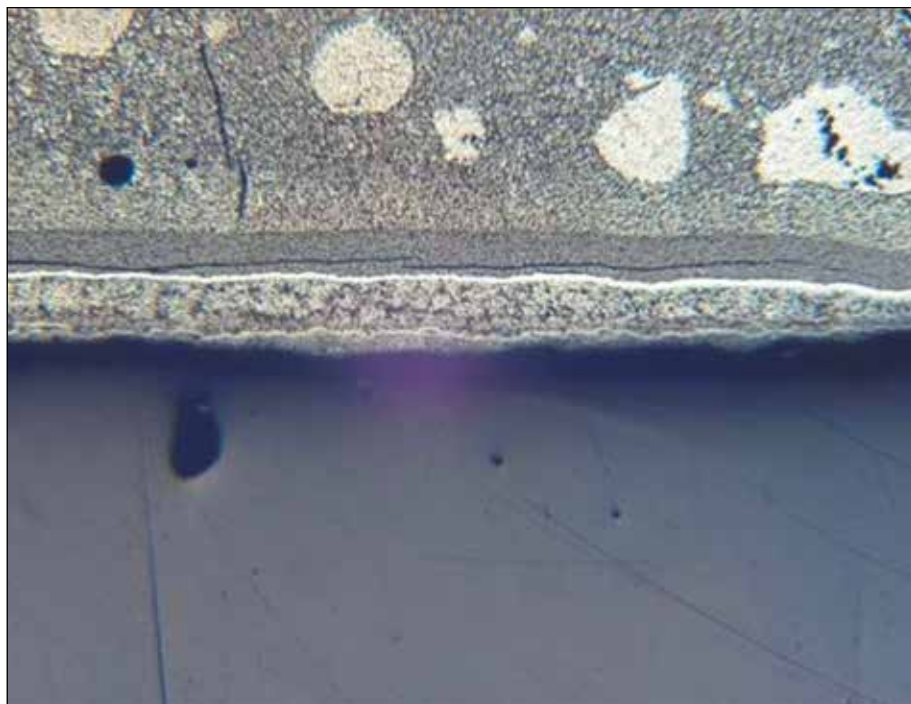


Рисунок 4.41. Структура зоны взаимодействия кориума со сталью

Основной отличительной особенностью этих образцов является присутствие большого количества железосодержащих интерметаллидных фаз $ZrFe_3$, $(Zr,U)Fe_2$ и металлической фазы α -Fe.

Результаты исследования образцов корпусной стали

Вид поверхности сечения образцов корпусной стали в наиболее горячей зоне показан на рисунке 4.42.

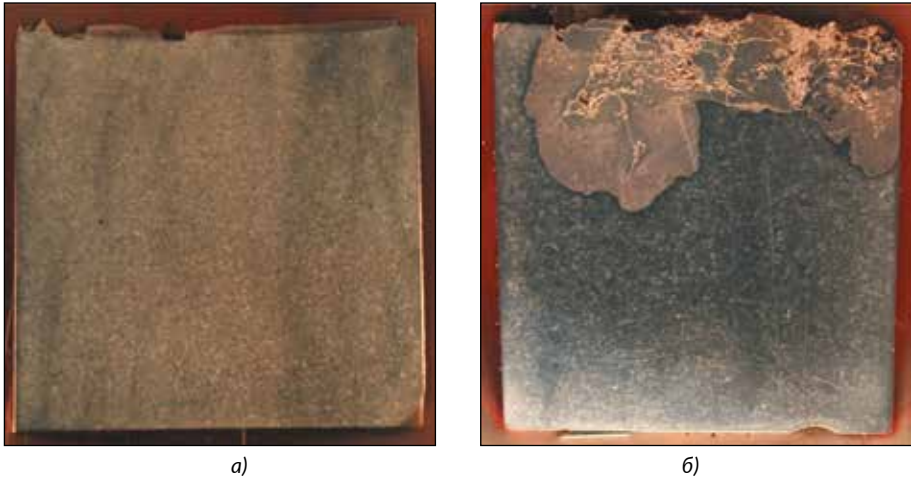


Рисунок 4.42. Структура образца стали в центральной зоне модели корпуса: (а) после 3-го эксперимента; (б) после 4-го эксперимента

Из рисунка видно, что глубина зоны физико-химического взаимодействия кориума со сталью в 4-м эксперименте составила около 20 мм.

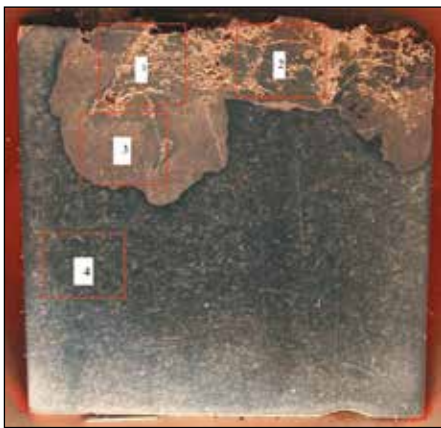


Рисунок 4.43. Образцы для изучения фазового состава корпусной стали после 4-го эксперимента

Результат фазового рентгеновского анализа образцов материала, взятых из стенки модели корпуса после 4-го эксперимента (рисунок 4.43) показал, что основными компонентами фазового состава в исследуемых зонах являются интерметаллидные фазы $(Zr,U)Fe_2$ и металлическая фаза на основе α -железа с ОЦК кристаллической решеткой.

Результаты анализа рефлексов фазы $(Zr,U)Fe_2$ показывают, что эта фаза в области 3 более размыта, чем в областях 1 и 2.

Заключение

В процессе выполненных четырех крупномасштабных интегральных экспериментов в экспериментальные секции, представляющие

собой модели корпуса реактора типа ВВЭР в масштабе ~1:12 и содержащие устройство для имитации остаточного тепловыделения на основе 5 коаксиальных плазмотронов, сливалось до 60 кг расплава прототипного кориума С-32 с высоты 1,7 м. Исходная загрузка плавильного тигля индукционной электроплавильной печи включала в себя диоксид обедненного урана в виде таблеток из бланкетных сборок реактора БН-350, металлический цирконий в виде пластин и стержней, а также окись циркония в виде мелкодисперсного порошка.

Результат исследования затвердевшего кориума после калибровочного эксперимента показал, что при выбранном режиме нагрева/плавления исходных компонентов не происходит полного растворения диоксида урана в расплаве циркония. В связи с этим сливался расплав металлических компонентов кориума с фрагментами не полностью растворенных топливных таблеток (длительность нагрева/плавления компонентов кориума в электроплавильной печи составляет около 1 часа, что идентично процессам, происходящим в активной зоне реактора ТМ1-2 (по версии МАГАТЭ). При этом предполагалось, что растворение диоксида урана в расплаве циркония продолжится в экспериментальной секции за счет нагрева устройством для имитации остаточного тепловыделения (при растворении диоксида урана в расплаве циркония поглощается около 265 кВт на 1 кг диоксида урана).

Длительность крупномасштабных интегральных экспериментов составляла от 1 до 2 часов, при этом «объемное» энерговыделение в кориуме за счет работы устройства для имитации остаточного тепловыделения составляла от 6 до 10 Вт/см³, что соответствует постулированным значениям для феноменологического описания тяжелой аварии.

Температура расплава кориума в момент его слива в экспериментальную секцию составляла от 2570 до 2630 °С. Максимальная температура стенки модели корпуса составляла 850 – 1400 °С. Масса кориума в модели корпуса составляла от 47 до 69 кг (в двух экспериментах масса кориума в модели корпуса была увеличена за счет предварительного размещения в модели около 10 кг оксидного кориума (в дополнение к сливаемому расплаву). Максимальная глубина эрозии стальной стенки модели корпуса составляла около 6 мм и наблюдалась в центральной части модели в зоне первичного контакта расплава струи кориума с корпусом в 4-м эксперименте.

Тепловой поток через стенку модели корпуса был невысокий (не более 150 – 180 кВт/м²), что объясняется применением теплоизоляции на внешней водоохлаждаемой поверхности модели. Наличие теплоизоляции и большая толщина стальной стенки (а также относительно высокая масса модели корпуса по отношению к массе кориума) привели к перераспределению тепловых потоков, т.е., значительная часть тепла от кориума распространялась вдоль стенки модели к верхнему фланцу, фиксирующему модель в экспериментальной установке.

Второй причиной снижения радиального теплового потока может являться зазор между внешней коркой кориума и стенкой модели корпуса, формирующийся за счет теплового расширения модели при теплообмене кориум/сталь. В 4-м эксперименте обнаружена слоистая корка с дополнительными газовыми зазорами, что явилось дополнительным термическим сопротивлением на пути распространения радиального теплового потока.

Обнаружено, что во всех экспериментах затвердевший кориум представлял собой сплошной слиток и слой мелких фрагментов поверх слитка. Массовая доля фрагментированного кориума доходила до 30 % общей массы кориума в модели корпуса.

Фазовый состав фрагментированного кориума был аналогичен составу слитка кориума, но содержал больше оксидных компонентов. Верхний слой фрагментов, представляющий собой продукты деградации верхнего теплового экрана и направляющего конуса, удалялся и был исключен из дальнейшего анализа.

Анализ структуры слитка, особенно вблизи поверхностей плазмотронов, не выявил заметного влияния локального перегрева кориума вблизи плазмотронов на процесс возможного формирования фрагментов кориума с их последующим «всплыванием» на поверхность.

На основании имеющихся результатов можно уверенно предположить, что фрагменты кориума формируются за счет разбрызгивания струи расплава при ее падении в экспериментальную секцию в силу малой вязкости кориума при высокой температуре.

Можно предположить также, что при сливе расплава кориума в экспериментах INVECOR разбрызгивающийся расплав быстро затвердевал на относительно холодных поверхностях модели корпуса, верхнего теплового экрана и водоохлаждаемых частях плазмотронов в виде мелких частиц и тонких корочек. Затвердевшие частицы затем падали с верхних деталей экспериментальной секции на верхнюю корку поверх кориума и/или вытеснялись расплавом кориума со дна модели корпуса при финальном (относительно спокойном) падении струи.

Наибольшая доля фрагментированного кориума обнаружена в экспериментах с более высокой температурой в зоне взаимодействия «кориум/сталь» и при большей длительности моделирования удержания расплава в корпусе. Внимательное изучение нижнего слоя фрагментов показало, что он сформирован, преимущественно, пластинчатыми обломками. Наиболее вероятно, это фрагменты первичной корки кориума, которая была взломана при нагреве внутреннего объема кориума плазмотронным нагревателем при имитации остаточного тепловыделения. Растрескивание первичной корки может быть вызвано увеличением объема кориума при его повторном нагреве, а также повышением давления газа в закрытых порах внутри объема кориума.

4.4 Исследование условий и устройств, исключающих возникновение повторной критичности при тяжелых авариях быстрых реакторов, охлаждаемых натрием

В настоящее время большое внимание уделяется работам по созданию предельно безопасного реактора на быстрых нейтронах. Проект EAGLE (Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate re-criticalities) призван обеспечить возможность исключения повторной критичности

при аварии активной зоны реактора, сопровождающейся плавлением топлива. В конкретном случае эффект «ликвидации» проблемы достигается за счет своевременного удаления расплава из активной зоны в «безопасные» места. Одним из вариантов является использование в конструкции активной зоны ТВС, снабженными внутри стальными каналами, по которым будет происходить такое контролируемое удаление расплавленного топлива (FAIDUS - Fuel Assembly In-Duct Structure).

Работы по обоснованию возможности проведения экспериментов, направленных на исследование проблемы контролируемого перемещения расплава топлива, были начаты в 1995 году, а с 1998 года Казахстан и Япония начали проводить совместные экспериментальные исследования с использованием казахстанских вне реакторных исследовательских установок и импульсного графитового реактора (ИГР). В настоящее время (начиная с 2015 года) реализуется третий этап проекта EAGLE - проект EAGLE-3.

4.4.1 Внутрореакторные эксперименты

Программа внутрореакторных экспериментов и ее реализация

Во внутрореакторной части проекта EAGLE-1 в качестве основных были проведены два полномасштабных эксперимента. Им предшествовали три последовательно реализованных этапа (рисунок 4.44).

Эти эксперименты могут быть представлены в следующей последовательности [38].

- Маломасштабные эксперименты (GP-1, GP-2): расплавлялось около 36 г топлива в виде топливного столба из таблеток типа ВВЭР-1000, при этом измерялось увеличение давления газа в замкнутом объеме в процессе плавления топлива.

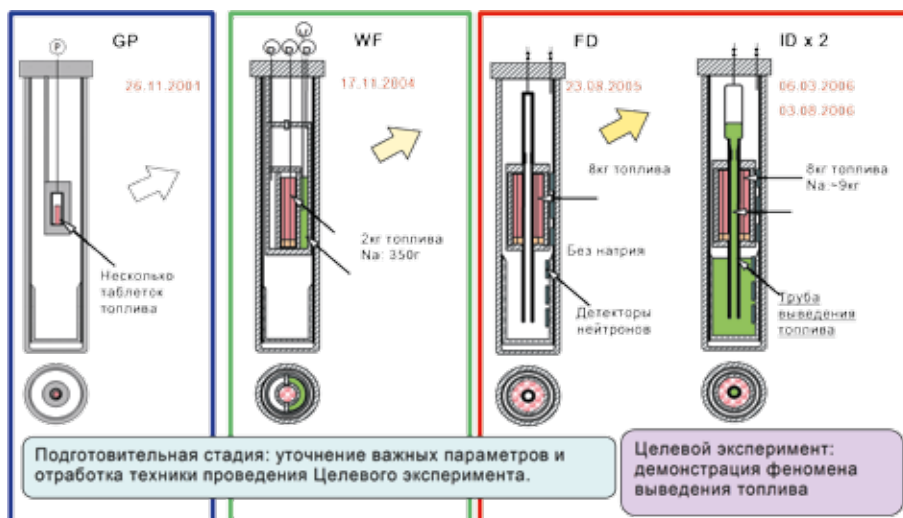


Рисунок 4.44. Последовательность экспериментов проекта EAGLE-1

- Эксперимент среднего масштаба (WF): расплавлялось около 2 кг топлива в виде топливной сборки, сформированной из 12 ТВЭлов. Расплав разрушил стенку из нержавеющей стали. Определялся тепловой поток от расплава к стенке в момент ее разрушения и измерялись параметры, характеризующие тепловое состояние стенки [39].
- Полномасштабный эксперимент без натрия (FD): расплавлялось около 8 кг топлива в виде топливной сборки, сформированной из 75 ТВЭлов. Расплав, разрушив стенку внутренней трубы, сливался в ловушку. Были измерены параметры, характеризующие разрушение стенки трубы и условия перемещения расплава по трубе без натрия в исходном состоянии. Этот последний подготовительный эксперимент позволил получить экспериментальные данные, которые использовались как при оценках параметров плавления топлива, так и при анализе результатов заключительных экспериментов с целью выявления влияния натрия на параметры плавления стенки внутренней трубы и последующее перемещение расплава по трубе.
- Полномасштабные эксперименты с натрием (ID-1, ID-2): расплавлялось около 8 кг топлива в виде топливной сборки, сформированной из 75 ТВЭлов. Расплав, разрушив стенку внутренней трубы, заполненной натрием, перемещался вниз в заполненную натрием ловушку, которая моделировала пространство под реактором. Были измерены параметры, характеризующие разрушение стенки трубы и перемещение расплава по трубе в условиях влияния на изучаемые процессы ~8.5 кг натрия. Два эксперимента ID-1 и ID-2 отличались диаграммами мощности и величиной интегрального энерговыделения в топливе. Оба эксперимента позволили получить уникальные данные, характеризующие процесс перемещения топлива по внутренней трубе в условиях взаимодействия с натрием, и продемонстрировали состоятельность идеи вывода расплава из активной зоны в пространство под реактором по внутренним трубам, встроенным в конструкцию ТВС быстрого реактора.

В экспериментах WF, FD и ID фактически моделировалась одна из сборок реактора на быстрых нейтронах с локально высоким энерговыделением, обусловленным пустотным эффектом реактивности, как это постулируется в одном из сценариев CDA (Core Disruptive Accident). Для достижения желаемых результатов и условий эксперимента проводилась предварительная подготовка, включая расчетно-теоретическое и экспериментальное обоснование форм диаграмм изменения мощности и интегрального энерговыделения в экспериментальных ТВС, обоснование условий безопасного проведения экспериментов. Особое значение придавалось натурным предварительным внутриреакторным экспериментам на физических макетах, которые позволили методом прямых измерений определить параметры объемного распределения энерговыделения в экспериментальном топливе и установить связь этих параметров с величиной энерговыделения в реакторе.

В последующем этапе проекта – EAGLE-2 (рисунки 4.45) были проведены один среднемасштабный эксперимент WF-2 по исследованию процесса плавления двойной стенки, охлаждаемой натрием и имитирующей стен-

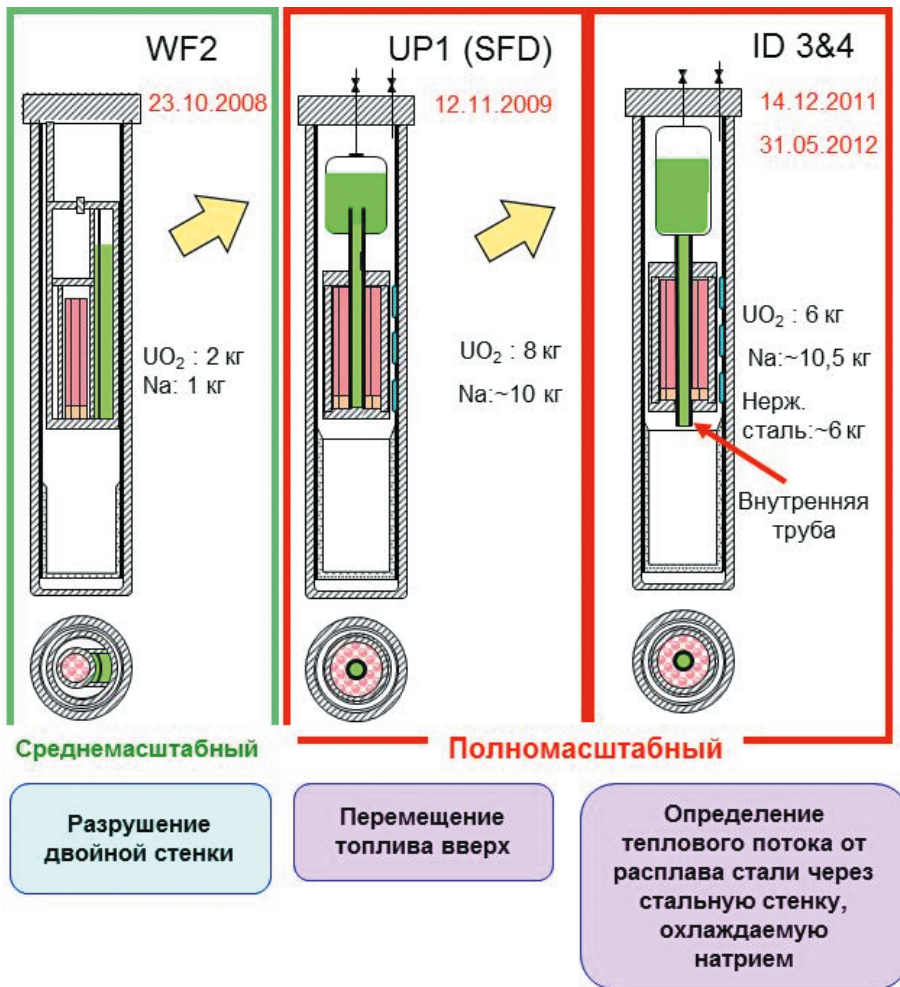


Рисунок 4.45. Последовательность экспериментов проекта EAGLE-2

ку направляющей трубы стержня регулирования и чехловой трубы, и три полномасштабных эксперимента, один из которых UP-1 (SFD) был нацелен на подтверждение возможности перемещения расплава в верх, а два других – ID-3 и ID-4 для определения теплового потока от расплава стальных конструктивных элементов через стенку канала, заполненного натрием.

Отличительной особенностью выполняемых в настоящее время внутриреакторных экспериментов EAGLE-3 является использование основных конструктивных решений, проверенных в рамках первой и второй части проекта.

Принципиальные отличия внесены в конструкцию экспериментальных устройств в связи с новыми задачами экспериментов: обоснованием

возможности перемещения топлива вверх, в пространство над активной зоной реактора на быстрых нейтронах, а также возможности перемещения расплава топлива в пространство под реактором через направляющие трубы стержней регулирования системы управления и защиты реактора.

Условия проведения и основные результаты экспериментов (проект EAGLE-1)

Эксперименты GP

Перепад давления между областью, содержащей расплавленное топливо (поврежденная активная зона), и пространством под реактором является параметром, определяющим характеристики перемещения расплавленного топлива по внутренней трубе. Для того, чтобы правильно задать этот перепад давления в экспериментальной ТВС, необходимо знать влияние плавления топлива на изменение давления в объеме плавящегося топлива. Для этого были проведены внутриреакторные эксперименты с плавлением 36 грамм топливных таблеток типа ВВЭР-1000 в закрытой танталовой капсуле (рисунк 4.46) [40]. В ходе плавления измерялось изменение давления в полости капсулы. Начальная температура капсулы топлива задавалась на уровне около 400 °С с помощью электрического нагревателя, после чего реализовывался заданный импульс реактора ИГР. В двух экспериментах энерговыделение в топливе составило 1,9 кДж/г- UO₂ и 3,37 кДж/г- UO₂, соответственно.

В экспериментах было показано малое значение количества примесных газов, содержащихся в топливе. Было показано, что основной вклад в величину давления вносит разогрев того газа, которым специально заполняли капсулу [41].

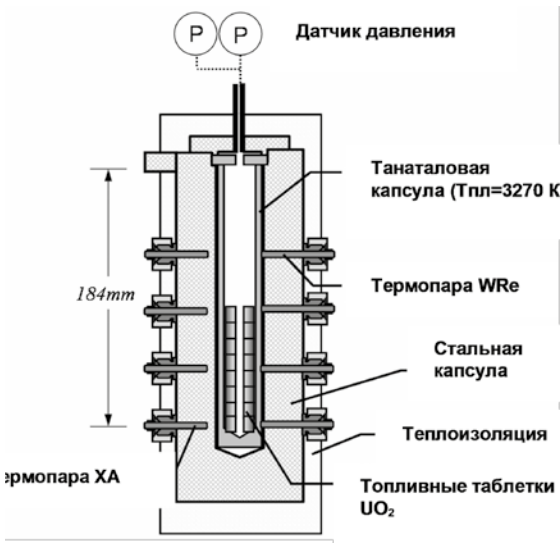


Рисунок 4.46. Экспериментальное устройство GP

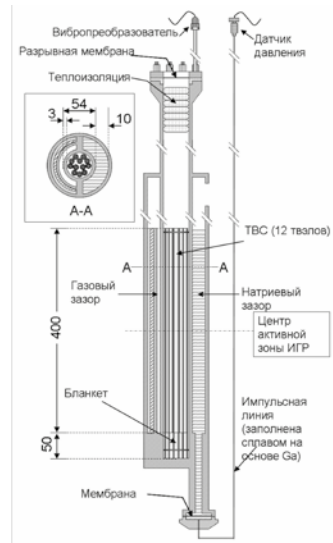


Рисунок 4.47. Экспериментальное устройство WF

Эксперимент WF [42, 43]

Схема экспериментального устройства показана на рисунке 4.47. ТВС, сформированная из 12 твэлов, была установлена внутри стальной трубы с внешним диаметром 54 мм и толщиной стенки, равной 3 мм. Твэлы содержали топливные таблетки с наружным диаметром 7,55 мм с центральным отверстием диаметром 1,5 мм, помещенные внутри стальной цилиндрической оболочки с наружным диаметром 9 мм и с толщиной стенки, равной 0,5 мм. Топливная часть длиной 400 мм вверху твэла была составлен из таблеток типа ВВЭР-1000 с обогащением 4,4 %. Бланкетная часть длиной 50 мм составлена из таблеток с природным содержанием урана. В общей сложности ТВС содержала 2,311 кг двуокиси урана UO_2 , из них обогащенное топливо – 2,07 кг. Положение твэлов в сечении ТВС задавалось дистанционирующими решетками. Наружная поверхность стальной трубы, внутри которой была установлена ТВС, была разделена азимутально на две части. С одной стороны трубы была устроена полость шириной 3 мм, заполненная аргоном, с другой – полость шириной 10 мм, заполненная натрием. Такая конструкция позволяла обеспечить одинаковую тепловую нагрузку на стенки охлаждаемые аргоном и натрием. Это позволило выявить влияние натрия на тепловое состояние стенки и на параметры ее разрушения.

Экспериментальное устройство снабжено защитным силовым корпусом. Нейтронный импульс реактора обеспечивал разогрев топлива до температуры выше точки плавления UO_2 (3100~3200 °С). Перед пуском реактора устройство WF было разогревалось электрическими нагревателями до начальной температуры ~400 °С. Диаграмма изменения мощности энерговыделения в реакторе ИГР и рассчитанное значение интегрального энерговыделения в топливе экспериментальной ТВС показаны на рисунках 4.48 и 4.49.

Основываясь на результатах измерений температуры, давления в газовых полостях и импульса давления в жидком натрии, параметров кипения натрия, акустических шумов, была восстановлена общая картина эксперимента и определена последовательность основных процессов,

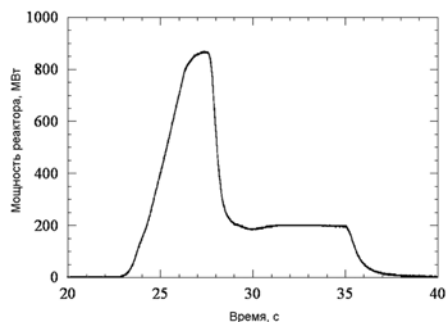


Рисунок 4.48. Изменение мощности реактора ИГР

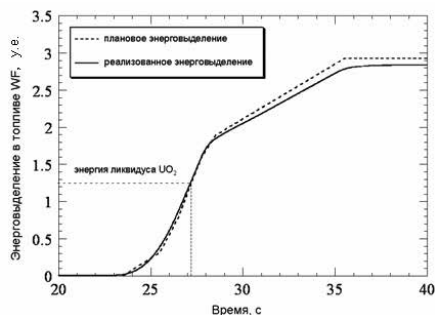


Рисунок 4.49. Энерговыделение в топливе WF

которые протекали на стенках, граничащих с каждым из зазоров (рисунок 4.50). Показано, что разрушение стенки, контактирующей с натрием, произошло приблизительно через ~1 секунду после разрушения стенки, контактирующей с аргоном. Датчики пустот, установленные в натрии, зафиксировали кипение натрия, однако ее разрушение произошло несколько позднее момента осушения.

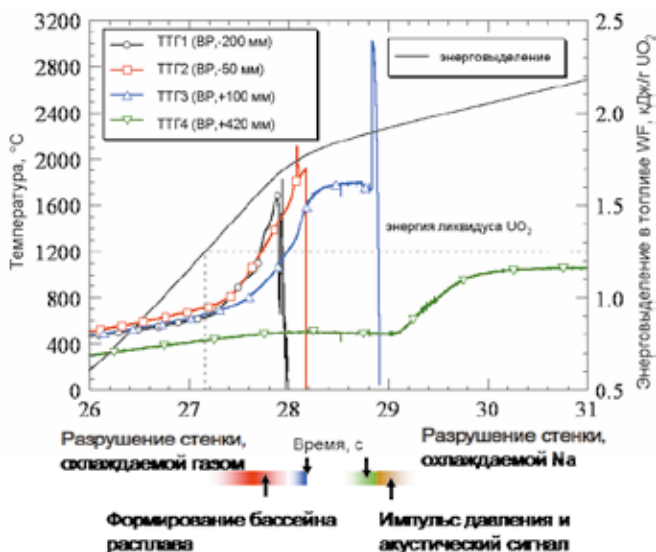
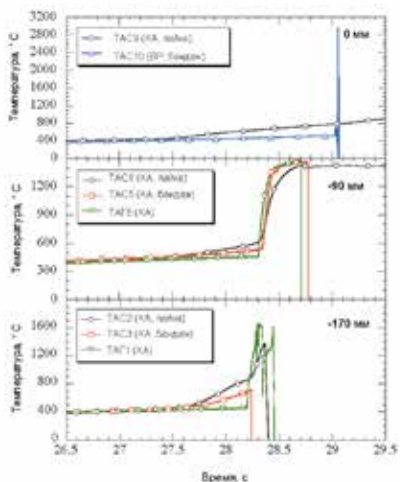


Рисунок 4.50. Последовательность основных событий в эксперименте WF

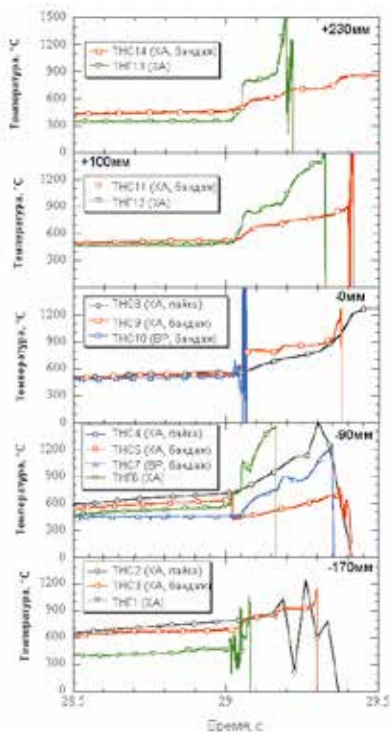
Изменение температуры на поверхности трубы для каждого из зазоров показано на рисунке 4.51. Последующий расчетный анализ показал, что при прямом контакте расплава с внутренней поверхностью стальной трубы, тепловой поток от расплава составлял ~20 МВт/м². Высокая мощность теплового потока объясняет довольно быстрое разрушение стенки, контактирующей с натрием, несмотря на ее интенсивное охлаждение.

Эксперименты FD, ID1 [44 – 46]

Условия эксперимента. Устройства FD и ID были практически идентичными по конструкции, но имели различие в том, что устройство FD не имело натрия, а в устройстве ID, натрий заполнял внутреннюю трубу и нижнюю ловушку. Кроме этого, нижние ловушки экспериментальных устройств были сделаны из разных материалов – из графита в FD и из стали в ID (рисунок 4.52). К числу общих для обоих устройств конструктивных элементов относятся внутренние трубы с внутренним диаметром 40 мм и толщиной стенки 2 мм, которые устанавливались вертикально в центре ТВС и были окружены 75-ю твэлами. ТВС были сформированы из твэлов с длиной топливного столба, равной 450 мм, масса топлива в которых составляла около 7,9 кг. И в том, и в другом эксперименте для получения расплава топлива использовались таблетки типа БН-350 из диоксида урана UO₂ с обогащением 17 %.



а) газовый зазор



б) натриевый зазор

Рисунок 4.51. Изменение температуры стенок в эксперименте WF

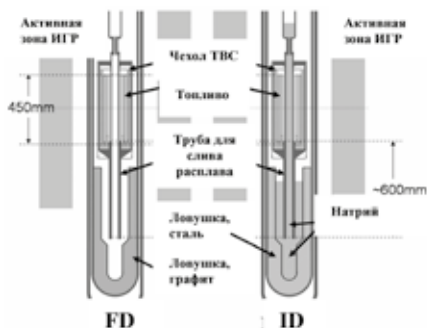


Рисунок 4.52. Экспериментальные устройства FD/ID

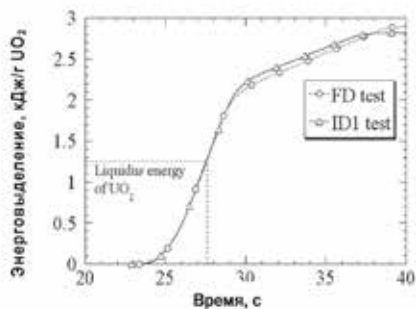


Рисунок 4.53. Энерговывделение в FD и ID1

Верхняя часть внутренней трубы соединялась с расширительной емкостью с помощью короткого канала с внутренним диаметром, равным 6 мм. Экспериментальные секции снабжались двойными защитными

силовыми корпусами и устанавливались в центральный экспериментальный канал реактора ИГР. Перед пуском реактора проводился разогрев экспериментальных устройств до температуры 300–400 °С. Топливо ТВС расплавлялась за счет нейтронного импульса ИГР, при этом температура топлива достигала значения около 3000 °С.

Выбор параметров пусков ИГР при проведении этих экспериментов является нетривиальной задачей, так как в реакторе и в экспериментальных устройствах происходят значительные изменения, обусловленные значительным разогревом их элементов. Выбор параметров проводился на основе измерений «холодного» распределения энерговыделения в ТВС и реакторе с помощью физических макетов, расчетов возможных их изменений и промежуточных тепловых экспериментов с малым, но представительным, разогревом ТВС.

В результате такого подхода была обеспечена высокая точность измерений на деловом пуске, безопасность проведения всех экспериментальных работ, повторяемость заданных условий экспериментов (рисунков 4.53).

Результаты эксперимента FD. После образования расплава топлива в полости чехла ТВС, в момент времени ~27,8 с (рисунок 4.54) начала увеличиваться температура внутренней трубы. Это время приблизительно совпадает со временем, когда энерговыделение в топливе достигает значения, соответствующего точке ликвидуса для UO_2 . Исходя из измеренной скорости роста температуры в точках TD6 и TD7 (на внутренней стороне трубы) в промежутке времени 27,8–28,5 с тепловой поток от расплава к стенке трубы достигал значения около 10 МВт/м². После увеличения температуры выше точки плавления нержавеющей стали (~1400 °С) произошло разрушение стенки. Исходя из этого, было определено, что разрушение стенки произошло в момент времени 28,5 с, то есть спустя всего ~0,7 с после начала интенсивной передачи тепла от расплава к стенке.

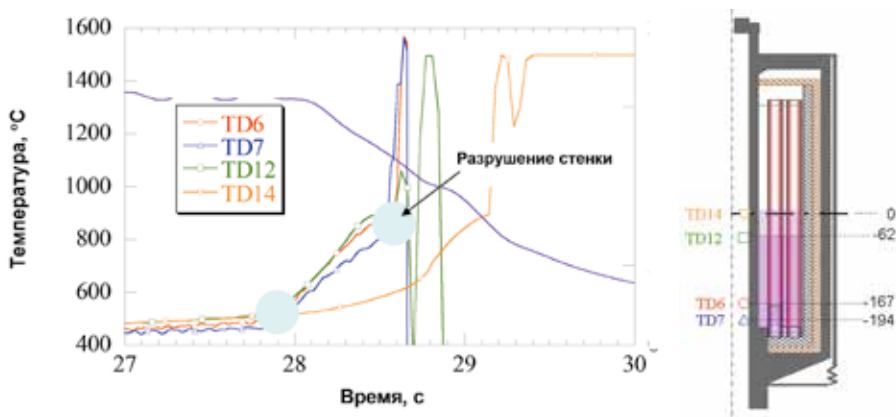


Рисунок 4.54. К определению времени разрушения стенки трубы

На рисунке 4.55 показано изменение температуры по показаниям термопар, размещенных внутри нижней части трубы на различной высоте и зависимость предполагаемого положения переднего фронта расплава от времени. Резкое повышение температуры выше 1400 °С позволяет предположить, что в это время происходил контакт расплава с горячими спаями термопар, которые размещались внутри трубы в 5 мм от её стенки. Эти данные позволяют оценить среднюю скорость расплава в трубе (около 3,5 м/с) и ускорение (14~18 м/с²), что превышает ускорение свободного падения. В момент разрушения стенки трубы имелась разница давления в полости чехла ТВС и в полости ловушки и это различие составляло 0,025 МПа. Этого относительно небольшого перепада давления оказалось достаточно для дополнительного, в сравнении с гравитационным, ускорения расплава.

Положение топлива после эксперимента было определено с помощью рентгеновского просвечивания экспериментального устройства. Было сделано заключение о том, что практически все топливо было слито в ловушку расплава, за исключением небольшого количества, которое затвердело на днище чехла ТВС. Эти выводы были подтверждены в процессе разрушающих материаловедческих исследований.

Результаты эксперимента ID-1. В ходе эксперимента ID-1 по показаниям термопар были определены моменты времени, которые соответ-

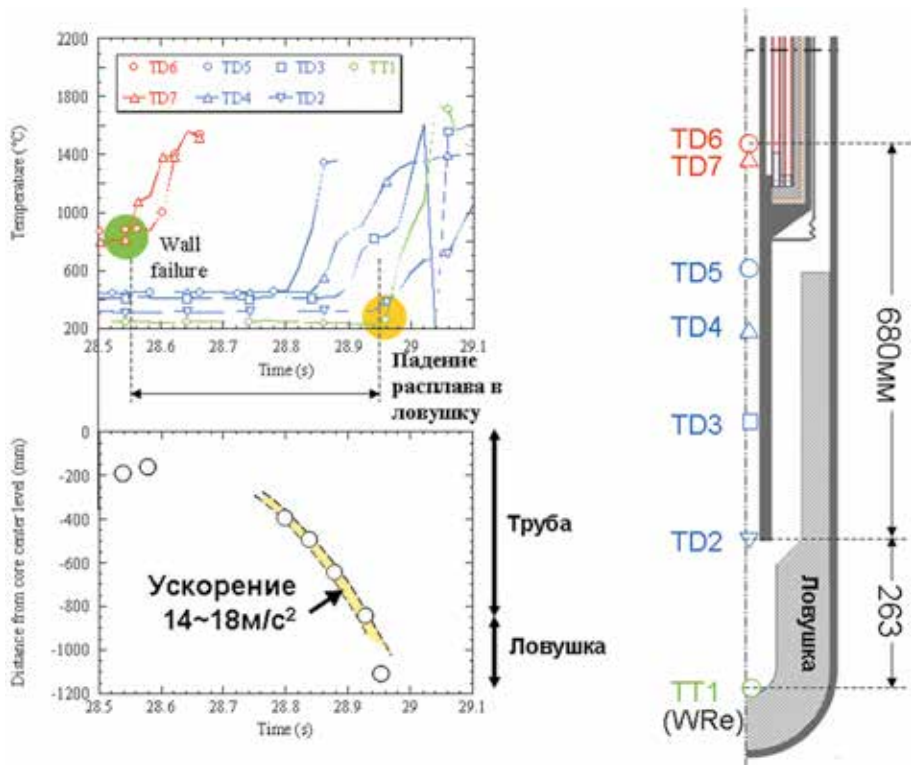


Рисунок 4.55. Интерпретация показаний термопар в эксперименте FD

ствовали началу формирования бассейна расплава, разрушению трубы и началу перемещения по трубе фрагментов топлива. Датчики пустот, которые предназначены для детектирования процессов кипения натрия, показали, что первая порция движущегося по трубе горячего материала представляла собой двухфазную смесь натрия и его паров, и движение этой смеси предшествовало перемещению горячего топлива. Стремительное расширение области двухфазного натрия произошло сразу же после разрушения внутренней трубы.

Было определено, что перепад давления между полостью чехла ТВС и полостью ловушки расплава непосредственно перед разрушением трубы составлял 0,03 МПа, то есть был почти таким же, как в эксперименте FD. Этот перепад увеличился до 0,06 МПа в течение ~ 180 мс и далее вырос до максимального зафиксированного $\sim 0,12$ МПа еще в течение 1 с. Первое увеличение давления произошло одновременно с упомянутым выше расширением области двухфазного натрия в трубе. Очевидно, что определенное количество натрия попало в бассейн расплавленного топлива сразу после разрушения трубы в результате взаимодействия топлива с натрием (FCI), после чего натрий быстро испарился, при этом давление в полости чехла ТВС увеличилось. Возможно, именно это повышение давления ускорило движение расплава через трубу. Рассчитанная по времени разрушения термопар средняя скорость движения топлива составила ~ 31 м/с. Анализ параметров движения топлива по внутренней трубе опирался как на результаты измерений температуры, так и на результаты измерений распределения потока нейтронов вдоль трубы.

Теплопередача от расплавленного топлива к стальной стенке трубы

Одним из важных результатов экспериментов WF, FD и ID-1 является величина теплового потока от расплавленного топлива к стенке стальной трубы, которая составляет $10\sim 20$ МВт/м². Одной из причин того, что в экспериментах FD и ID-1 величина теплового потока была меньше, чем в эксперименте WF, может быть различие в распределении энерговыделения в объеме бассейна расплава. В случае WF-геометрии, стальная стенка контактирует с внешней областью бассейна расплава, в которой локальное значение потока тепловых нейтронов является максимальным (вследствие внутреннего блок-эффекта). В то же время, в геометрии FD и ID-1, стенка трубы контактирует с внутренней областью бассейна расплава, где значение потока тепловых нейтронов должно быть минимальным.

Тепловой поток, превышающий 10 МВт/м², ранее наблюдался при проведении экспериментов в рамках программы SCARABEE [47]. В эксперименте BE+3 (моделирование полной мгновенной блокады проходного сечения ТВС из 37 твэлов), проплавление стальной чехловой трубы произошло через 21,5 с после блокировки, при этом был измерен тепловой поток в области проплавления чехловой трубы. Примечательным является то, что стенка чехловой трубы охлаждалась достаточно интенсивно натрием, при этом была исключена возможность его кипения. Было зафиксировано, тепловой поток от стенки к натрию непосредственно перед разрушением стенки составлял 11 МВт/м², причем проплавление стенки произошло, спустя 6,5 с после предполагаемого начала кипения стали

в бассейне расплава. В эксперименте PVA (исследование проплавления стенки расплавом UO_2 -SS), проплавление стальной стенки между бассейном расплава и соседней ТВС произошло при максимальной мощности энерговыделения и после снижения расхода натрия через ТВС. Был применен метод теплового баланса для стенки и натрия, показавший, что тепловой поток составлял 8~13 МВт/м². Следует отметить, что при таком высоком тепловом потоке на стенке, возможно, не может образовываться устойчивая корка затвердевшего расплава. Расчетный анализ, который был выполнен с использованием расчетного кода AFDM применительно к результатам эксперимента BF3 (эксперимент с устойчивым кипящим бассейном смеси диоксида уран и нержавеющей стали UO_2 -SS), показал, что именно присутствие кипящей стали в двойном расплаве может являться причиной увеличения теплового потока до ~15 МВт/м² в реальном эксперименте.

Таким образом, высокие тепловые потоки от расплава к стальным стенкам, который наблюдались в экспериментах проекта EAGLE-1 и SCARABEE, имеют одну и ту же природу и совпадают по величине.

Условия проведения экспериментов и их основные результаты (проект EAGLE-2)

Эксперимент WF-2

Внутриреакторный среднемасштабный эксперимент WF-2 был предназначен для изучения возможности разрушения расплавом топлива двойной стенки, имитирующей стенку чехловой трубы и стенку направляющей трубы стержня регулирования реактора, и перемещения расплава материалов активной зоны по имитатору направляющей трубы стержня регулирования СУЗ.

Модельная ТВС (рисунок 4.56) собрана из 21 экспериментального твэла, соединенных двумя – верхней и нижней – дистанционирующими решетками, обеспечивающими сохранение зазора между твэлами и стенкой ячейки плавления, а также сохранение взаимного расположения твэлов вплоть до потери целостности вследствие плавления оболочек твэлов. Каждый твэл состоял из негерметичной стальной оболочки, заполненной топливными таблетками типа БН-350 с обогащением топлива 17 % по ^{235}U в верхней части твэла на длине ≈ 400 мм и с обогащением 0,27 % по U^{235} в нижней (бланкетной) части твэла на длине ≈ 50 мм. Общая масса топлива с обогащением 17% в составе ТВС составляет ~2,1 кг. Полость для установки кассеты ТВС образована центральной трубой (поз. 13) с внутренним диаметром 44 мм и толщиной стенки 4 мм. Высота полости составляет 1195 мм, объем – 1,82 литра. Для увеличения объема полостей под натрий в радиальном направлении полость для установки кассеты ТВС смещена на 10 мм относительно осевой линии чехла ТВС. Полости под натрий (внутренняя и внешняя) образованы следующими элементами: внутренняя полость образована боковыми стенками (поз. 24) толщиной 5 мм и разделительной стенкой (поз. 25) толщиной 2 мм расположенными с наружной стороны полости для установки кассеты ТВС. В верхней части полость герметично закрыта фланцем (поз. 14). Полость имеет высоту 1078 мм и образует объем 0,25 л. Внешняя полость образована боковыми стенками (поз. 24) толщиной 5 мм, разделитель-

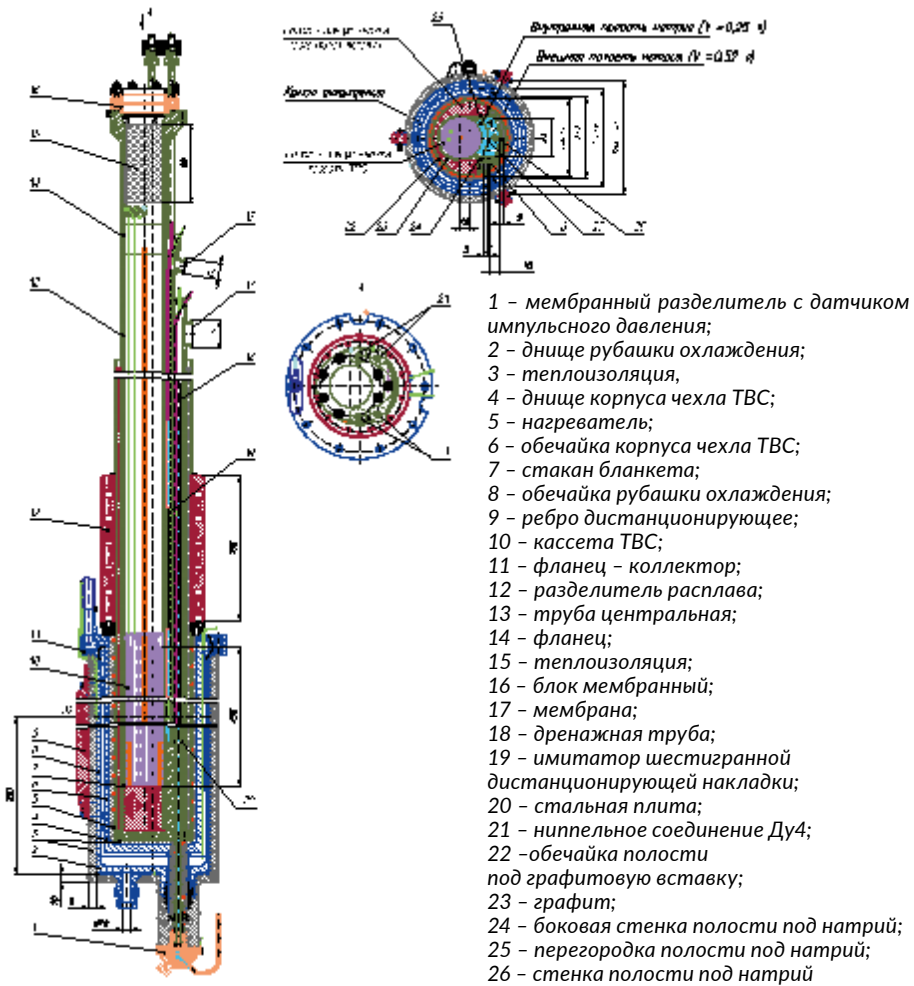


Рисунок 4.56. Схема испытательной секции ЭУ WF-2

ной стенкой (поз. 25) толщиной 2 мм и стенкой (поз. 26) толщиной 5 мм. В верхней части полость герметично закрыта крышкой. Полость имеет высоту 1105 мм и образует объем 0,52 л.

В эксперименте WF-2 моделировались процессы разогрева и разрушения расплавом топлива двойной стенки, имитирующей стенку чехловой трубы и стенку направляющей трубы стержня регулирования реактора на быстрых нейтронах. С этой целью на первом этапе эксперимента реализовывался разогрев топлива и оболочек твэлов для получения бассейна расплава. На втором этапе эксперимента мощность внутреннего энерговыделения в топливе поддерживалась на уровне, достаточном для компенсации утечек тепла из топлива.

Непосредственно перед пуском осуществлялся разогрев чехла ТВС с топливом и натрием в полостях электрическим нагревателем до начальной температуры 400 °С, начальное абсолютное давление аргона в полости ТВС при температуре топлива 400 °С составляло 0,1 МПа.

После завершения операций разогрева и задания начального давления аргона в устройстве WF-2 проводился пуск реактора ИГР по диаграмме изменения мощности энерговыделения в ТВС, обеспечивающей интегральное энерговыделение в топливе ~2,8 кДж/г UO_2 (рисунок 4.57).

Последовательность событий на основной стадии эксперимента, предварительно, можно разделить на три этапа:

1. Интенсивный разогрев, плавление ТВС, формирование бассейна расплава в полости ТВС (~20,5 – 32,2 с);
2. Проплавление стенки между полостью ТВС и внутренней ячейкой натрия, выход расплава во внутреннюю ячейку (~32,2 – 35,7 с);
3. Проплавление стенки между внутренней и наружной ячейками, выход расплава в наружную ячейку натрия, застывание расплава (~35,5-36,6 с).

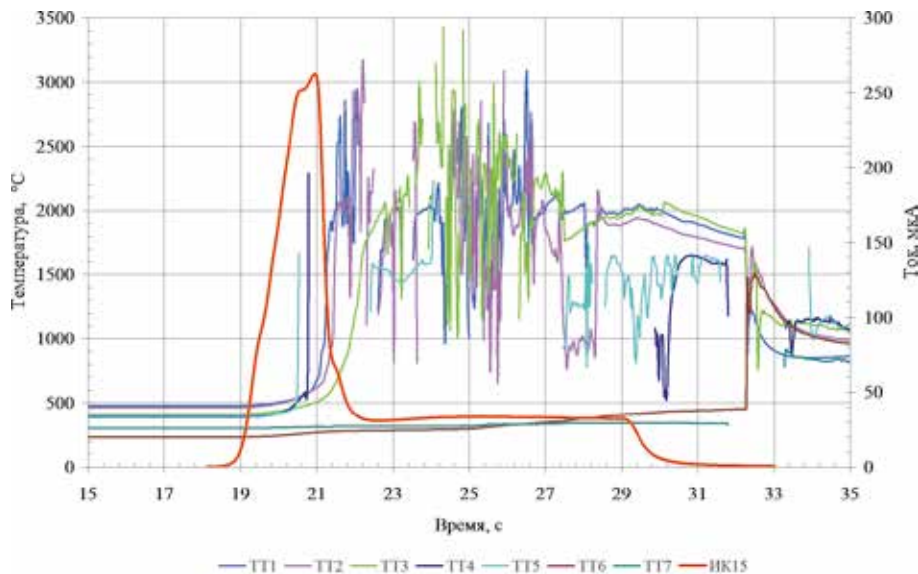


Рисунок 4.57. Изменение мощности ИГР и показания термомпар в полости ТВС

В результате проведенных исследований с экспериментальным устройством WF-2 были получены данные о процессе разрушения двойной стенки, имитирующей стенку чехловой трубы и стенку направляющей трубы стержня регулирования реактора на быстрых нейтронах расплавленным топливом в ходе развития тяжелой аварии. Продемонстрирована возможность проплавления расплавом топлива и нержавеющей стали двойной стальной стенки, охлаждаемой натрием. На основании полученных экспериментальных данных выполнена расчетная оценка параметров эксперимента. По результатам расчетов было полу-

чено, что тепловой поток от бассейна расплава к стенке, разделяющей полость ТВС и внутреннюю ячейку с натрием составил $19,7 \text{ МВт/м}^2$, а тепловой поток от бассейна расплава к стенке, разделяющую внутреннюю и наружную ячейки с натрием составил $9,9 \text{ МВт/м}^2$ (рисунок 4.58).

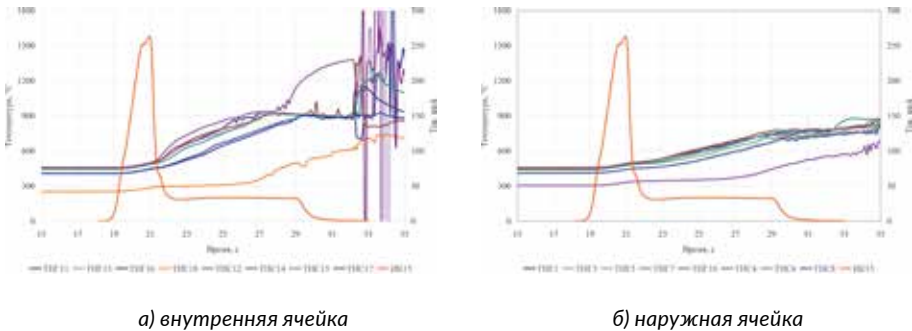


Рисунок 4.58. Показания термопар в полостях натрия

Эксперимент UP-1

В эксперименте UP-1 изучался процесс перемещения расплавленного топлива, вызванного взаимодействием с натрием, из полости чехла ТВС вверх по внутренней трубе, имитирующей канал вывода расплава топлива из активной зоны реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Основной целью исследований с устройством UP-1 было получение данных о процессе перемещения расплавленного топлива из активной зоны вверх по внутренней трубе (каналу) ТВС реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, вызванного взаимодействием расплавленного топлива с натрием. Основой испытательной секции экспериментального устройства UP-1 составлял чехол ТВС, внутри которого размещалась модельная топливная сборка – кассета ТВС, состоящая из 75 твэлов. Твэл представлял собой трубку $6,9 \times 0,4 \text{ мм}$, заполненную таблетками двуокси урана (UO_2) типа БН-350 с обогащением 17 %. Твэлы в кассете были расположены в три ряда по 25 штук в каждом ряду и устанавливались в двух дистанционирующих решетках, обеспечивающих заданную концентрическую конфигурацию размещения твэлов вокруг внутренней трубы [48].

В эксперименте UP-1 предполагался сценарий аварии со следующей последовательностью событий:

- плавление топлива и оболочек твэлов вследствие увеличения мощности энерговыделения в топливе;
- разогрев внутренних труб ТВС до температуры плавления при условии наличия натрия в полостях труб;
- проникновение расплава топлива в полости труб;
- взаимодействие расплава топлива с натрием (при наличии), заполняющим полости труб;
- блокирование расплавом сечения внутренних труб, препятствующее перемещению расплава в нижние области реактора;

- рост давления в активной зоне, обусловленный разогревом и кипением натрия;
- перемещение расплава по внутренней трубе вверх.

С целью обеспечения необходимых условий на первом этапе эксперимента реализовывался разогрев топлива и оболочек твэлов для получения бассейна расплава. На втором этапе эксперимента мощность внутреннего энерговыделения в топливе поддерживалась на уровне, достаточном для компенсации утечек тепла из топлива. Непосредственно перед пуском осуществлялся разогрев чехла ТВС с топливом и натрием в полостях электрическим нагревателем до температуры 400 °С, начальное абсолютное давление аргона в полости ТВС при температуре топлива 400 °С составляло 0,5 МПа. После завершения операций разогрева и задания начального давления аргона в устройстве УР-1 проводился пуск реактора с изменением мощности энерговыделения в ТВС, обеспечивающем энерговыделение в топливе ~2,75 кДж/г UO₂.

Результаты исследований с экспериментальным устройством УР-1 позволили получить уникальные данные о процессе перемещения расплавленного топлива по внутренней трубе и подтвердили принципиальную возможность перемещения расплава топлива из активной зоны реактора на быстрых нейтронах в полость над активной зоной по внутренней трубе, заполненной жидким натрием.

Эксперименты ID-3 и ID-4

При решении задачи определения величины теплового потока от смеси расплава стали и нерасплавленных топливных таблеток к стальной стенке внутренней трубы, охлаждаемой натрием, была выполнена серия из двух экспериментов с одинаковыми по конструкции экспериментальными устройствами (ЭУ ID-3, ID-4). Внутрь чехла ТВС помещалась модельная ТВС. Модельная ТВС представляла собой набор стальных блоков, имеющих 4 ряда отверстий по 22 отверстия в каждом ряду, заполненных топливными таблетками типа БН-350 с обогащением 17%, масса топлива в которых составляла около 8 кг.

Проведение двух идентичных экспериментов обеспечивало повышение статистической представительности набора экспериментальных данных.

Результаты эксперимента ID-3. Реализация диаграммы мощности началась на 25-ой секунде от момента, принятого за начало пуска. Все начальные параметры экспериментального устройства перед пуском соответствовали программным значениям: начальная температура топлива, натрия в расширительной и внутренней трубе составляла ~ 400 °С.

На основании измерений с помощью термопар, установленных внутри чехла ТВС и внутренней трубы, тепловые потоки определялись по следующим формулам

$$q_1 = \frac{2\lambda(t_{c1} - t_{c2})}{d_1 \ln \frac{d_2}{d_1}} \quad (4.1)$$

$$q_2 = \frac{2\lambda(t_{c1} - t_{c2})}{d_2 \ln \frac{d_2}{d_1}} \quad (4.2)$$

где q_1 – тепловой поток через единицу внутренней поверхности, Вт/м²;

q_2 – тепловой поток через единицу наружной поверхности, Вт/м²;

λ - теплопроводность стали, Вт/(м град);

t_{c1} – температура наружной поверхности внутренней трубы, °С;

t_{c2} – температура внутренней поверхности внутренней трубы, °С;

d_1 – внутренний диаметр внутренней трубы, $d_1 = 0,035$ м;

d_2 – наружный диаметр внутренней трубы, $d_2 = 0,045$ м.

Значение коэффициента теплопроводности стали принималось из литературных источников. За температуру t_{c1} принималось среднее значение термомпар, установленных в полости ТВС. За температуру t_{c2} принималось среднее значение термомпар, установленных во внутренней трубе полости ТВС.

Величина теплового потока через внешнюю стенку достигла максимума (4,8 МВт/м²) при полном расплавлении стальных блоков и полном разрушении стальной стенки внутренней трубы. Полная погрешность определения температуры составила ~11% при доверительной вероятности $p=0,95$.

Результаты эксперимента ID-4. Максимальное значение температуры в ТВС, зафиксированное в эксперименте, составило порядка 2200 °С, что свидетельствует о выполнении в ходе эксперимента требований о плавлении стальных блоков ($T_{пл} \sim 1400$ °С) и сохранении в нерасплавленном состоянии топливных таблеток ($T_{пл.} \sim 2800$ °С). Наблюдаемый характер изменения показаний детекторов позволяет утверждать, что в результате теплового воздействия со стороны расплава стали с нерасплавленными топливными таблетками внутренняя труба была разрушена на ~85,5 секунде эксперимента с последующим перемещением расплава в полость внутренней трубы. Это обстоятельство подтверждается резким падением давления в полости ТВС в этот момент времени. Нестабильные показания детекторов потока нейтронов в экспериментальном устройстве после ~85,5 секунды косвенно подтверждают факт проплавления стенки внутренней трубы и перемещения расплава (поглотителя нейтронов). Таким образом, можно утверждать, что в ходе эксперимента были обеспечены все требуемые условия для получения экспериментальной информации о параметрах теплового взаимодействия расплава стали и нерасплавленных топливных таблеток со стальной стенкой внутренней трубы, охлаждаемой натрием.

Значение максимального теплового потока, определенного по результатам эксперимента ID-4, составило 3,6...4,6 МВт/м², что хорошо согласуется с результатами, полученными в эксперименте ID-3 (3,8...4,9 МВт/м²).

4.4.2 Вне реакторные исследования

Для проведения вне реакторных исследований на территории Института Атомной энергии был создан экспериментальный стенд с вне реакторной установкой, получивший одноименное с проектом EAGLE название. Открытие первой очереди этого стенда состоялось в мае 2000 года. С момента сдачи в эксплуатацию стенда EAGLE было проведено в общей сложности более 40 вне реакторных экспериментов.

Основной целью вне реакторных исследований по проекту EAGLE являлось экспериментальное подтверждение возможности перемещения расплава по стальной сливной трубе, имитирующей трубную секцию, входящую в состав конструкции ТВС, и определение параметров процессов, связанных с перемещением расплава по трубной секции (времени проплавления стенки сливной трубы; скорости перемещения расплава по сливной трубе; степень перекрытия сечения сливной трубы расплавом и условий взаимодействия расплава с натрием в сливной трубе). Вне реакторных эксперименты проводились как с заполнением внутренней полости установки EAGLE натрием (теплоносителем, применяемым в реакторах на быстрых нейтронах), так и без использования натрия.

На рисунке 4.59 показана экспериментальная установка для проведения испытаний и ее конструктивная схема.

Экспериментальная установка EAGLE включает в себя электроплавильную индукционную печь (ЭПП), предназначенную для получения расплава кориума, и экспериментальное устройство, в котором размещалась исследуемая сливная труба и ловушка расплава (нижняя ловушка). ЭПП позволяет получить до 26 кг расплава, содержащего диоксид урана, окись циркония и нержавеющую сталь или до 15 кг расплава окиси алюминия. При проведении экспериментов жидкий натрий находился в сливной трубе и/или в нижней ловушке. Заполнение установки EAGLE натрием осуществлялось от специальной транспортной емкости.

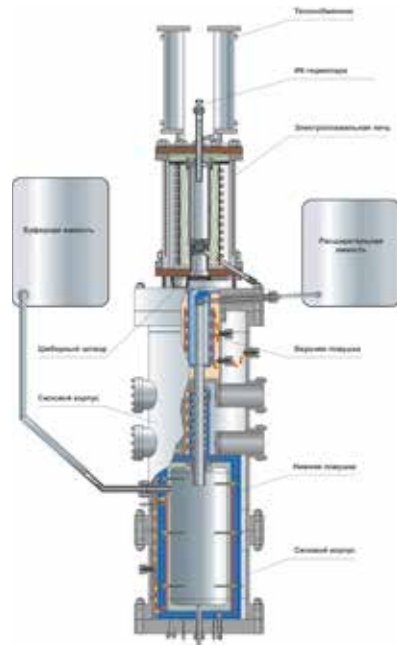


Рисунок 4.59. Экспериментальная установка EAGLE и ее конструктивная схема

В процессе эксперимента полученный в электроплавильной печи (ЭПП) расплав сливался в верхнюю ловушку расплава, имитирующую внутреннюю полость ТВС активной зоны реактора, проплавлял тонкостенный участок сливной трубы (с толщиной стальной стенки 1-3 мм и толщиной алюминиевой стенки 3 -5 мм) и по толстостенному участку сливной трубы перемещался в нижнюю ловушку расплава, моделирующую нижний пленум реактора.

На первом этапе исследований проводились эксперименты без использования натрия, в которых расплав, содержащий диоксид урана (а в последних экспериментах этого этапа – окись алюминия), проплавлял сливную трубу и сливался по ней в «сухую» ловушку. В общей сложности было выполнено около 20 экспериментов без натрия. В ходе этих экспериментов была отработана методика исследований, методы и средства измерения параметров эксперимента (некоторые из этих средств и методик измерения были использованы и для реакторных исследований). В результате этой серии экспериментов была отработана технология получения расплава с различной композицией материалов и показана принципиальная возможность направленного перемещения кориума по «сухой» сливной трубе. Типичный вид сливной трубы после эксперимента и ее поперечные разрезы показаны на рисунке 4.60. На данном рисунке видно, что существенного сужения проходного сечения сливной трубы за счет налипания расплава на ее стенки не происходит (заметное уменьшение проходного сечения трубы наблюдается только на ее входном участке, где расплав проплавляет сливную трубу). Этот результат наглядно иллюстрирует возможность удаления расплава из активной зоны реактора по трубной секции ТВС.

В результате экспериментов первого этапа были определены значения параметров, характеризующих процесс перемещения расплава в установке, которые приведены в таблице 4.9.

При проведении экспериментов было установлено, что во время плавки шихты с диоксидом урана в графитовом тигле высокотемпературный рас-



Рисунок 4.60. Общий вид сливной трубы и ее поперечные разрезы

плав взаимодействует с материалом плавильного тигля ЭПП (графитом). В результате этого взаимодействия в расплаве образуются карбиды урана, которые по своим теплофизическим свойствам существенно отличаются от свойств расплава диоксида урана [49]. Поэтому в качестве имитатора оксидного кориума при испытаниях с натрием использовался расплав окиси алюминия, который по ряду теплофизических свойств близок к реальному расплаву топлива активной зоны реактора, но имеет более низкую температуру плавления (~2000 °С), по сравнению с диоксидом урана [50]. Низкая температура плавления снижает вероятность взаимодействия расплава с материалом тигля и, как следствие, образование карбидов.

Таблица 4.9. *Параметры, характеризующие процесс перемещения расплава в установке без натрия*

Состав расплава	UO ₂	Al ₂ O ₃
Температура расплава, °С	~3200	~2200
Толщина проплавляемой стенки сливной трубы, мм	2-3	2
Масса расплава, слившаяся в верхнюю ловушку, кг	20,2	10,7
Масса расплава, слившаяся в нижнюю ловушку, кг	9,2	10,2
Продолжительность слива расплава в верхнюю ловушку, с	0,5±0,6	0,35±0,5
Длительность проплавления стенки сливной трубы, с	1,0±1,2	2,6
Продолжительность движения расплава по сливной трубе, с	0,6±1,0	0,46±0,77
Средняя скорость перемещения расплава в сливной трубе, м/с	2,3	6,5

Основной целью вне реакторных экспериментов с использованием натрия (второго этапа экспериментов) являлось получение информации о принципиальной возможности перемещения расплава по сливной трубе, заполненной жидким натрием, т.е. в условиях взаимодействия расплава с теплоносителем. В ходе этих экспериментов модель трубной секции (сливная труба), установленная в верхнюю ловушку установки EAGLE (имитатор корпуса ТВС), заполнялась жидким натрием либо в полном объеме, либо частично. По трубной секции расплав сливался в нижнюю ловушку, также заполненную жидким натрием. При этом исследовались как процессы перемещения расплавленного топлива по сливной трубе заполненной натрием, так и взаимодействие имитатора расплава топлива с натрием. Всего было проведено десять экспериментов с использованием натрия.

В ходе этих экспериментов расплав окиси алюминия (имитатор кориума) с температурой ~2100 – 2200 °С из электроплавильной печи сливался в верхнюю ловушку расплава, а затем, после проплавления стенки сливной трубы, расплав перемещался по сливной трубе в нижнюю ловушку расплава, заполненную натрием. Общее количество натрия в ловушке было равно ~100 кг. В задачи проводимых экспериментов входило: определение времени проплавления стенки верхнего (расплавляемого) участка сливной трубы; времени перемещения расплава по сливной трубе в нижнюю ловушку, заполненную натрием; количества расплава, пе-

реместившегося по трубе в нижнюю ловушку расплава и влияния натрия на диспергирование и химический состав расплава. В качестве материала расплавляемого участка сливной трубы использовалась нержавеющая сталь или алюминий. Для улавливания мелкодисперсных фракций расплава окиси алюминия и извлечения их после эксперимента из нижней ловушки в неё был установлен фильтр-ловушка, состоящий из корпуса и трех металлических сеток с различными размерами ячеек. На рисунке 4.61 показаны сетки фильтра-ловушки расплава и ловушка в сборе.

Первые эксперименты показали, что по сравнению с ранее проведенными экспериментами (без натрия в сливной трубе) продолжительность проплавления стенки сливной трубы существенно увеличилось за счет интенсивного отвода тепла от расплава в жидкий натрий. Большая потеря энергии расплавом в период проплавления стенки трубы приводила к снижению количества расплава поступавшего в нижнюю ловушку, что нарушало адекватность моделирования процесса взаимодействия расплава с натрием. Поэтому для уменьшения времени проплавления стенки верхнего участка сливной трубы и, как следствие, уменьшения потерь тепловой энергии в расплаве, в последующих экспериментах использовался расплавляемый участок сливной трубы, изготовленный из алюминия [51].



Рисунок 4.61. Сетки фильтра-ловушки расплава и ловушка в сборе

В таблице 4.10 приведены экспериментальные значения параметров, характеризующих процесс перемещения расплава в установке, заполненной жидким натрием с температурой ~ 400 °С.

Таблица 4.10. Параметры, характеризующие процесс перемещения расплава в установке с натрием

Материал расплавляемого участка сливной трубы	Нержавеющая сталь	Алюминий
Масса расплава, слившаяся в верхнюю ловушку, кг	~8,2	11,5
Масса расплава, слившаяся в нижнюю ловушку, кг	~2,26	~7
Средняя скорость перемещения расплава по трубе, м/с	1,52	2
Продолжительность проплавления сливной трубы, с	4,8	2,5
Продолжительность перемещения расплава по трубе, с	0,7- 0,9	0.5

В экспериментах с участком сливной трубы из алюминия удалось реализовать время проплавления сливной трубы такое же, как в экспериментах с «сухой» сливной трубой. Это, в свою очередь, способствовало существенному увеличению количества расплава, переместившегося по сливной трубе в нижнюю ловушку.

На рисунках 4.62 и 4.63 показано состояние внутренней поверхности трубы и вид фрагментов расплава после его взаимодействия с натрием.



Рисунок 4.62. Состояние внутренней поверхности сливной трубы

Состояние внутренней поверхности трубы свидетельствует о том, что перекрытия трубы фрагментами расплава не происходит и расплав может беспрепятственно перемещаться по трубе заполненной натрием. После взаимодействия с натрием расплав может находиться как в виде мелкодисперсной фракции, с размерами частиц до 5 мм, так и в виде отдельных слитков (см. рисунок 4.63). Основной составляющей расплава после взаимодействия с натрием является окись алюминия, т.е. химического взаимодействия расплава с натрием не происходило. Проведенная серия экспериментов с натрием подтвердила принципиальную возможность перемещения расплава имитатора расплавленного топлива по трубе заполненной натрием, а значит и возможность реализации концепции управляемого перемещения расплава в разрабатываемых конструкциях ТВС.

В описанных выше экспериментах моделировалось перемещение расплава из активной зоны вниз (в нижний пленум реактора). Однако существуют и другие возможные пути для управляемого отвода расплав-



Рисунок 4.63. Фрагменты расплава окиси алюминия после взаимодействия с жидким натрием

ленного кориума из активной зоны. При проведении экспериментов с натрием было замечено, что при взаимодействии с натрием расплав может перемещаться по каналам и зазорам реактора не только вниз, но и вверх. Одним из таких путей является направляющая труба регулирующего стержня СУЗ, по которой расплав может поступать в верхний пленум реактора. Для изучения возможности перемещение расплава вверх по заполненной жидким натрием направляющей трубе регулирующего стержня реактора было разработано модернизированное устройство приема расплава установки EAGLE. Конструктивная схема и внешний вид модернизированной установки показана на *рисунке 4.64*.

Основной задачей экспериментов, проводимых на модернизированной установке, являлось определение возможности перемещения расплава вверх по заполненной натрием трубе, имитирующей направляющую трубу регулирующего стержня реактора. В этих экспериментах полученный в электроплавильной печи расплав окиси алюминия (с температурой ~ 2100 °С) сливается в верхнюю ловушку расплава, затем по трубопроводу с внутренним диаметром 60 мм расплав перемещается в емкость приема расплава, в которой установлена труба-имитатор направляющей трубы регулирующего стержня реактора (длина ~ 2 м). В емкости приема расплава происходит проплавление алюминиевого участка стенки трубы-имитатора, расплав попадает внутрь трубы и за счет взаимодействия с натрием перемещается вверх в ловушку расплава, моделирующую верхний пленум реактора. Проведено четыре эксперимента, основные результаты которых приведены в *таблице 4.11*.

Таблица 4.11. Параметры, характеризующие процесс перемещения расплава вверх по трубе - имитатору с натрием

Наименование параметра	Значение параметра
Материал расплава	Al_2O_3
Температура расплава, °С	2100 - 2300
Масса расплава, слившаяся в емкость приема расплава, кг	4 - 6
Масса расплава, переместившаяся в ловушку расплава, кг	0,13 - 1,7
Перепад давления на трубе - имитаторе, МПа	0,0 - 0,3
Скорость перемещения расплава по трубе-имитатору, м/с	1,7 - 30

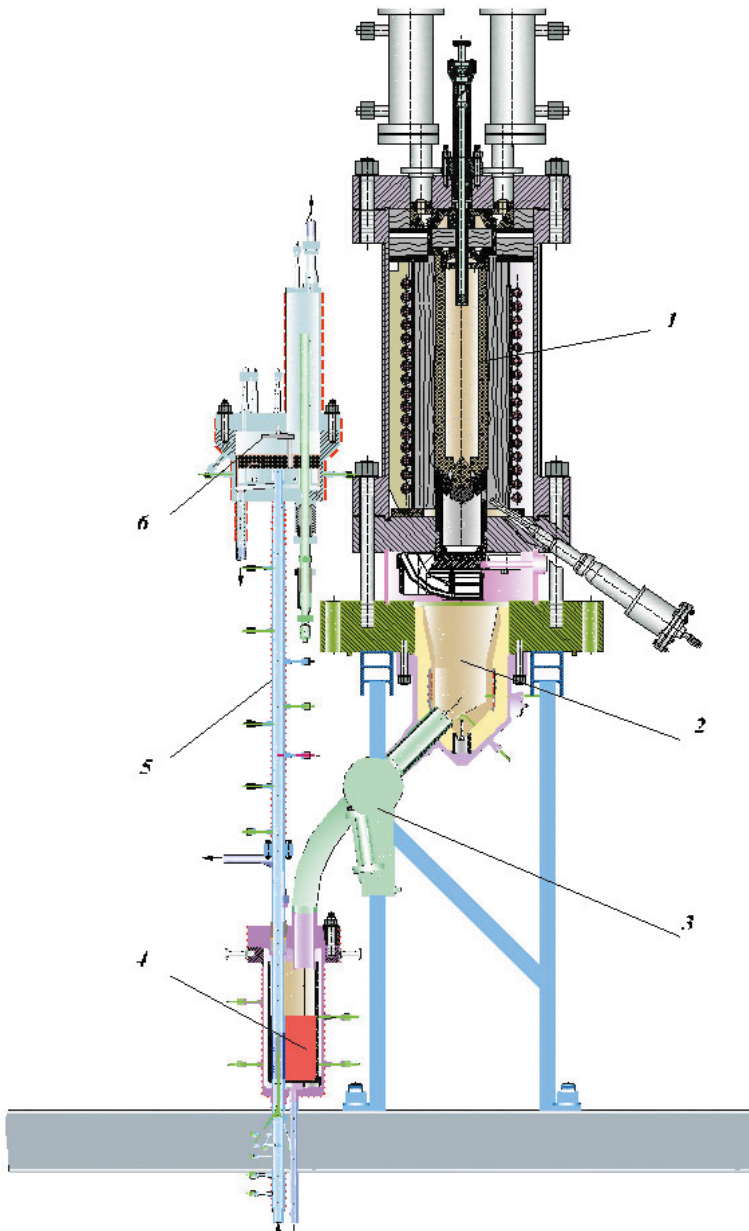
На *рисунках 4.65 и 4.66* показана крышка ловушки расплава с налипшим на нее расплавом и фрагменты расплава, извлеченные из ловушки расплава.

Проведенная серия экспериментов показала принципиальную возможность перемещения вверх взаимодействующего с натрием расплавленного топлива, образовавшегося во время тяжелой аварии быстрого реактора [52, 53].

Очередным этапом работ на установке EAGLE стали экспериментальные исследования охлаждаемости и фрагментирования струи имита-



Рисунок 4.64. Общий вид модернизированной установки EAGLE



1 - электроплавильная печь; 2 - верхняя ловушка расплава; 3 - труба слива расплава; 4 - емкость приема расплава; 5 - трубопровод - имитатор направляющей трубы регулирующего стержня; 6 - ловушка расплава

Рисунок 4.64 (продолжение). Конструктивная схема модернизированной установки EAGLE



Рисунок 4.65. Крышка ловушки расплава с расплавом на защитном экране



Рисунок 4.66. Фрагменты расплава, извлеченные из ловушки расплава

тора расплава активной зоны быстрого реактора в бассейне с натрием. При выполнении исследований варьировалась глубина бассейна (уровень натрия в бассейне), скорость и диаметр струи расплава, стекающей в бассейн. Глубина бассейна задается при помощи перемещающегося ограничительного диска имитирующего дно бассейна. Всего было проведено 10 экспериментов (две серии по 5 экспериментов).

Основными задачами при выполнении экспериментов на этом этапе исследований являлись:

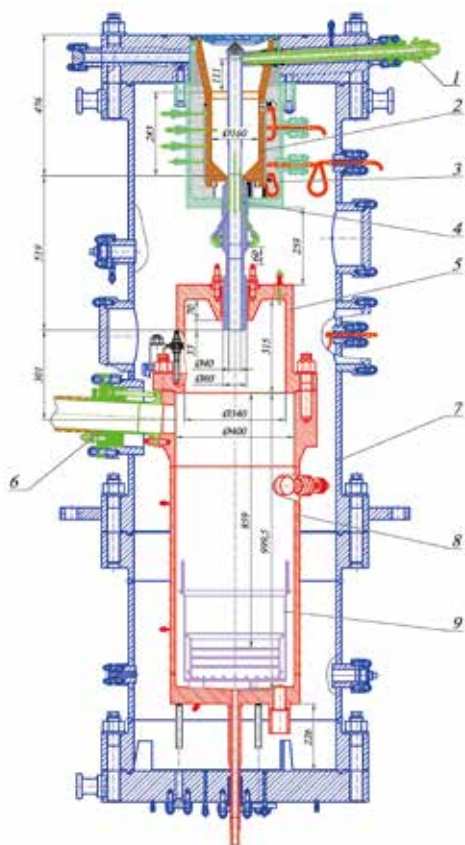
- определение времени проплавления стальной сливной трубы с толщиной стенки в проплавляемом участке, равной 1 мм;
- определение параметров взаимодействия расплава Al_2O_3 с натрием в нижней ловушке расплава;
- определение количества расплава, переместившегося в нижнюю ловушку расплава;
- определение уровня натрия в нижней ловушке, необходимого для охлаждения расплава имитатора кориума быстрого реактора;
- определение изменения температуры струи расплава при движении в бассейне с натрием.

Для выполнения этих исследований нижняя ловушка установки EAGLE, имитирующая бассейн с натрием, была модернизирована. Для увеличения уровня (высоты слоя) натрия в бассейне с 850 до 1100 мм крышка ловушки была модернизирована.

Конструктивная схема экспериментального устройства с модернизированной ловушкой расплава, моделирующей бассейн с натрием, показана на *рисунке 4.67*. Для размещения средств измерения параметров струи в натрии (термопар и датчиков пустот) и индикаторных проволочек на крышку ловушки расплава были установлены специальные штанги. Индикаторные проволочки предназначались для определения целостности струи расплава и глубины ее проникновения в натрий. В нижней части штанг крепился ограничительный диск, с помощью которого можно было варьировать глубиной бассейна (путем перемещения этого диска вверх или вниз).

На *рисунке 4.68* показан общий вид устройства и схема размещения средств измерения параметров и индикаторных проволочек.

При проведении экспериментов была реализована следующая последовательность технологических операций. После получения расплава в ЭПП, последний сливался из ЭПП в верхнюю ловушку расплава, где происходило плавление стального тонкостенного участка (толщиной 1 мм, высотой 100 мм) трубы-имитатора направляющей трубы регулирующего стержня, затем струя расплава по сливной трубе, заполненной



- 1 - трубопровод к расширительной емкости;
- 2 - тигель верхней ловушки;
- 3 - корпус верхней ловушки;
- 4 - сливная труба;
- 5 - крышка нижней ловушки;
- 6 - трубопровод к буферной емкости;
- 7 - корпус экспериментального устройства;
- 8 - корпус нижней ловушки;
- 9 - корзина нижней ловушки.

Рисунок 4.67. Экспериментальное устройство с модернизированной ловушкой расплава

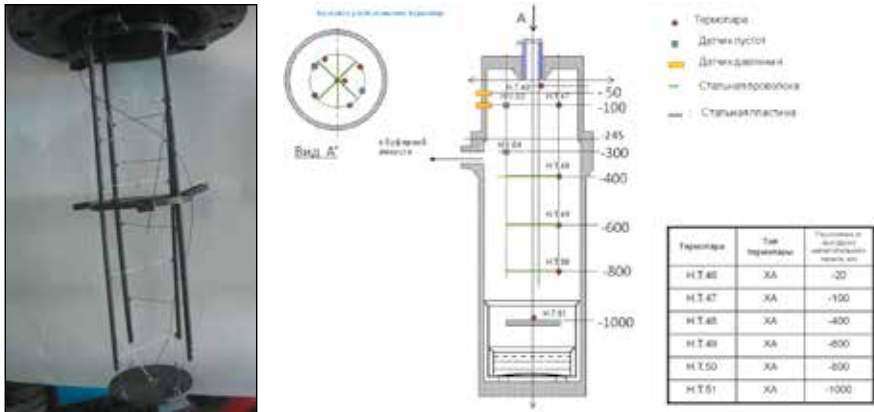


Рисунок 4.68. Общий вид устройства и схема размещения средств измерения параметров и индикаторных проволочек

натрием, перемещалась в бассейн с натрием – нижнюю ловушку. Вход струи расплава в бассейн с натрием осуществлялся при различных значениях давления. При движении струи расплава в натрии при помощи термопар фиксировалось изменение ее температуры. В качестве дополнительных указателей температуры ($T_{пл}=1470\text{ }^{\circ}\text{C}$) использовались индикаторные стальные проволочки, которые являлись также показателем целостности струи. На *рисунке 4.69* показана типовая диаграмма разрушения индикаторных проволочек при проведении экспериментов.

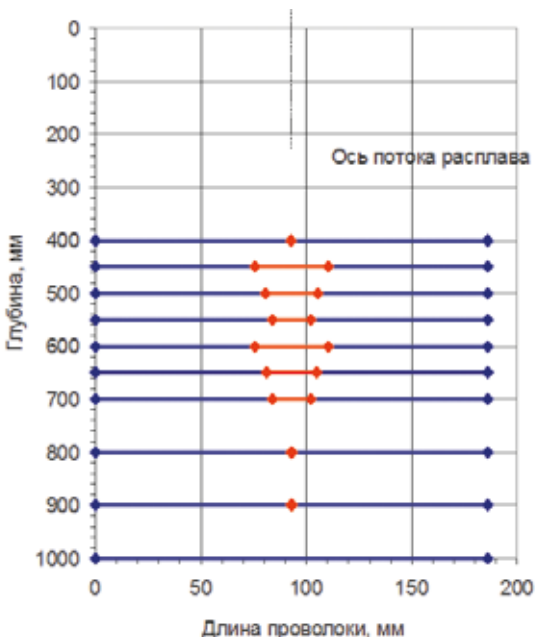


Рисунок 4.69. Длина разрушенных участков индикаторных проволочек (показано красным цветом)

Результаты первой серии, состоящей из пяти экспериментов, приведены в таблице 4.12.

Таблица 4.12. Параметры процесса охлаждения струи расплава в бассейне с натрием (первая серия экспериментов)

Наименование параметра	Значение параметра
Материал расплава	Al ₂ O ₃
Масса расплава, слившаяся в ловушку расплава, кг	7,4 – 13,2
Температура расплава, °С	2100 – 2150
Температура натрия в бассейне, °С	~ 400
Температура стенки сливной трубы, °С	300-400
Внутренний диаметр сливной трубы, мм	40-63
Количество индикаторных проволочек и их диаметр шт/мм	3-10/1-2
Время проплавления стенки сливной трубы, с	0,8-2,4
Длина сливной трубы, м	~ 0,5
Перепад давления на трубе - имитаторе, МПа	0,09 – 0,3
Скорость перемещения расплава по трубе - имитатору, м/с	4,5 – 6,1
Глубина бассейна с натрием, мм	1000-1080
Глубина, на которой расположена последняя разрушенная проволочка, м	400-900
Температура расплава на дне бассейна, °С	530-1100
Снижение температуры расплава при движении струи в натрии, °С	1000-1600
Размер частиц расплава, после взаимодействия с натрием, мм	0,05-1,6 (до 90%)

На рисунках 4.70 и 4.71 показана ловушка с расплавом и расплав после отмывки его от остатков натрия парогазовым способом.

Проведенные исследования показали, что для снижения температуры расплава в бассейне с натриевым теплоносителем до значений температуры не опасной для корпуса реактора (ниже 1400 °С) уровень натрия в нижнем пленуме реактора должен быть не менее 1000 мм. Проведенные материаловедческие исследования расплава после взаимодействия его с натрием показывают, что во всех экспериментах размеры фрагментированных частиц не превышают 4 мм [54, 55].

Для получения более достоверной информации о температуре и форме струи расплава при проведении второй серии экспериментов в ловушку расплава, на различной ее высоте, были установлены двенадцать стальных индикаторных проволочек с диаметром 1 мм и сетки, которые предназначены для косвенного определения температуры и формы струи расплава. Сетки были изготовлены из проволоки с диаметром 1 мм, ячейка сетки представляла собой квадрат со стороной 20 мм.



Рисунок 4.70. Смесь расплава с натрием в ловушке расплава



Рисунок 4.71. Расплав после отмывки сухим и влажным паром

Разрушение индикаторной проволочки свидетельствует о том, что температура струи расплава на этой глубине была не меньше температуры плавления проволочки, составляющей около 1420 °С. По форме разрушения проволочек в сетке можно судить о целостности струи расплава и ее форме. При помощи сеток предполагалось определить, на каком расстоянии от сливной трубы струя сохраняет свою целостность. Для проведения дальнейших исследований, целью которых являлось определение формы струи и точки начала ее фрагментации, на пути движения струи расплава в натрии были установлены четыре специальных индикаторных сетки. Конструкция индикаторных сеток показана на *рисунке 4.72*.

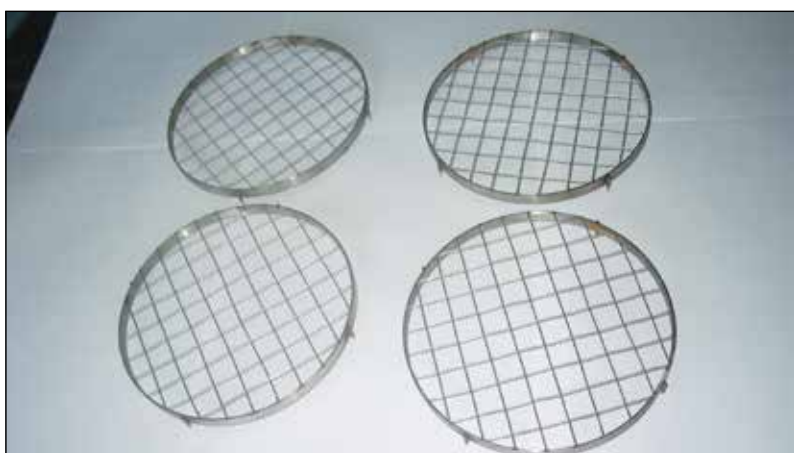


Рисунок 4.72. Индикаторные сетки перед установкой в ловушку расплава



Рисунок 4.73. Общий вид устройства со средствами измерений, индикаторными проволочками и индикаторными сетками

Общий вид устройства устанавливаемого в ловушку расплава со средствами измерений, индикаторными проволочками и индикаторными сетками показан на *рисунке 4.73*.

Проходя через сетки, компактная струя разрушает часть проволочек. Соединив концы разрушенных проволочек линией, можно определить форму струи в четырех сечениях. Расстояние между сетками составляет 100 мм. За точку начала фрагментации струи расплава была принята проволочка или сетка, которые сохранили свою целостность.

Схема расположения средств измерения параметров, индикаторных проволочек и индикаторных сеток показана на *рисунке 4.74*.

Данные экспериментальных исследований, полученные в результате проведения пяти экспериментов второй серии, приведены в *таблице 4.13*.

Таблица 4.13. Параметры процесса охлаждения струи расплава в бассейне с натрием (вторая серия экспериментов)

Наименование параметра	Значение параметра
Материал расплава	Al_2O_3
Масса расплава, слившаяся в ловушку расплава, кг	6,2 – 7,7
Температура расплава, °С	2250 – 2350
Температура натрия в бассейне, °С	~ 400
Внутренний диаметр сливной трубы, мм	40-63
Время проплавления стенки сливной трубы, с	0,6-2,1
Длина сливной трубы, м	~ 0,5
Перепад давления на трубе - имитаторе, МПа	0,23 – 0,38
Скорость перемещения расплава по трубе - имитатору, м/с	3,5 – 9,6
Глубина бассейна с натрием, мм	1000-1080
Расстояние до точки начала фрагментации струи, м	550-1000
Температура расплава на дне бассейна, °С	540-880
Снижение температуры расплава при продвижении струи в натрии, °С	1370-1760

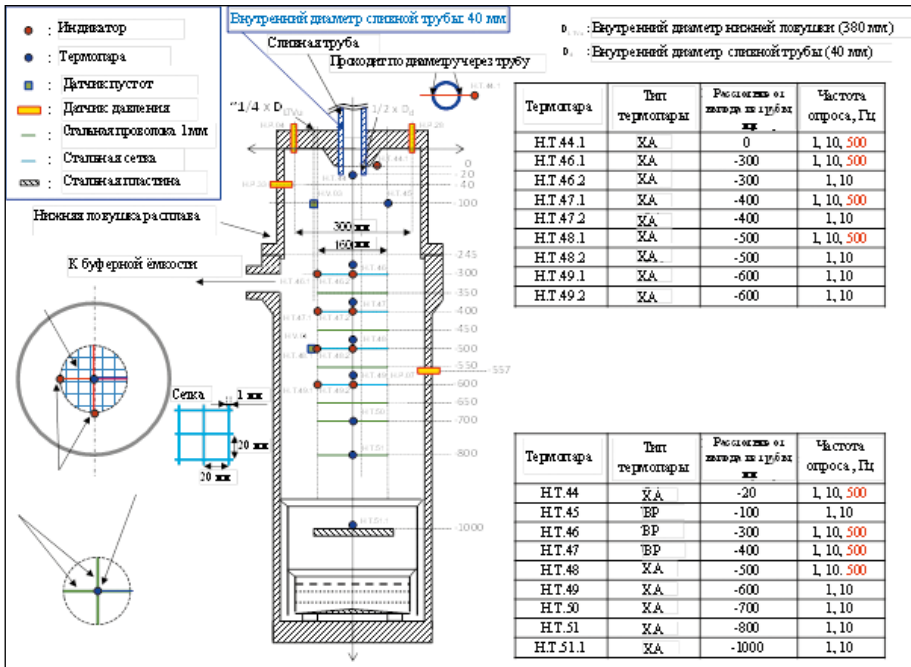


Рисунок 4.74. Схема размещения средств измерения рабочих параметров в ловушке расплава

На рисунке 4.75 показано состояние разрушенных струй расплава индикаторных сеток после проведения эксперимента.

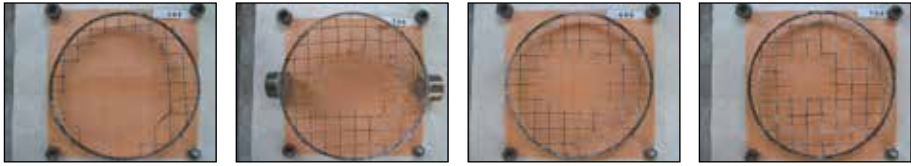
Как видно из рисунка 4.75, струя сохранила свою целостность на расстоянии 700 мм от выхода из сливной трубы.

На рисунке 4.76 показана схема формы струи, определенная путем соединения остатков разрушенных индикаторных проволочек в каждой сетке, и характер разрушения индикаторных проволочек.

Схема разрушенных участков на индикаторных сетках наглядно показывает, что при движении струи в расплаве ее форма изменяется, и размеры в поперечном сечении уменьшаются.

Проведенные исследования показывают, что при начальном диаметре струи расплава 40-63 мм и давлении струи на входе в бассейн с напором до 0,38 МПа расстояние до начала фрагментации может достигать 1000 мм. Во всех экспериментах форму струи в поперечном сечении можно определить как близкую к кругу. Для снижения температуры расплава в бассейне с натриевым теплоносителем до значений температуры не опасной для корпуса реактора (ниже 1400 °С) достаточно уровня напора в нижнем пленуме реактора 1000 мм [49, 50].

Одним из путей выхода расплавленного топлива из активной зоны быстрого реактора, в случае тяжелой аварии, является направляющая



Расстояние от выхода из сливной трубы:

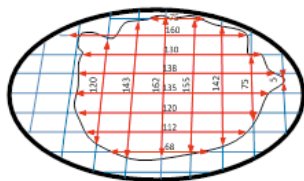
400 мм

500 мм

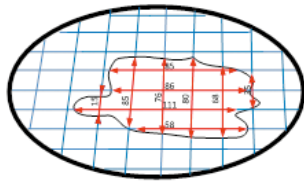
600 мм

700 мм

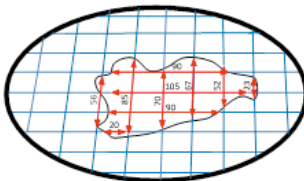
Рисунок 4.75. Состояние индикаторных сеток после эксперимента



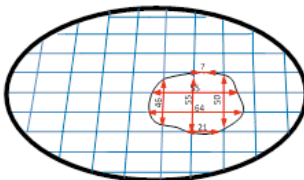
Уровень -400 мм



Уровень -500 мм



Уровень -600 мм



Уровень -700 мм

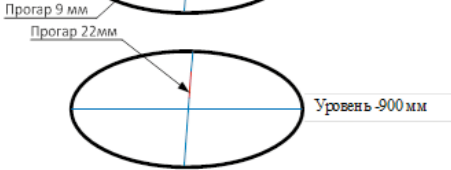
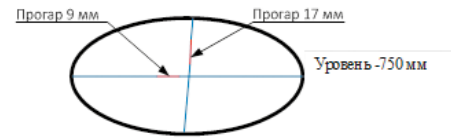
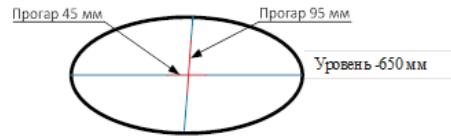
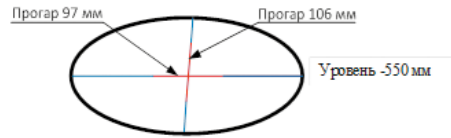
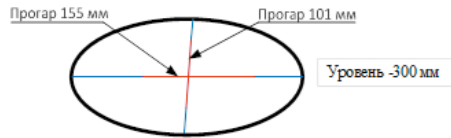


Рисунок 4.76. Схема расположения разрушенных участков на индикаторных сетках и проволочках

труба регулирующего стержня, боковая стенка которой на уровне активной зоны проплавляется, и поток расплава направляется по ней в нижний пленум, заполненный натриевым теплоносителем.

Однако внутри направляющей трубы имеется специальная конструкция (регулятор расхода натрия), предназначенная для ограничения расхода натрия протекающего по этой трубе, которая может стать препятствием для слива расплава в нижний пленум реактора. Общий вид конструкции направляющей трубы регулирующего стержня и регулятора расхода натрия приведены на *рисунке 4.77*.

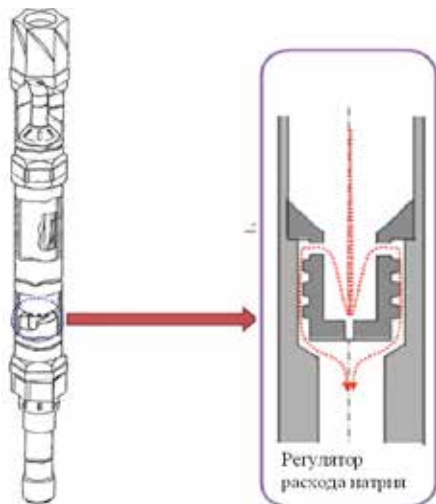


Рисунок 4.77. Общий вид конструкции регулирующей сборки реактора и регулятора расхода натрия

В связи с этим возникла необходимость проведения серии испытаний, направленных на получение экспериментальных данных, необходимых для разработки оптимальной конструкции устройства управления потоком натрия, которая не препятствовала бы перемещению расплавленного топлива по направляющей трубе или обладала бы минимальным сопротивлением. При проведении испытаний будут варьироваться геометрические размеры и толщина стенки регулятора расхода. Данные исследования являются одной из задач проекта EAGLE-3, реализация которого началась в 2015 году.

Вид разработанного варианта конструкции регулятора расхода натрия показан на *рисунке 4.78*.



Рисунок 4.78. Общий вид регулятора расхода натрия

Был проведен один эксперимент с регулятором расхода натрия, толщина боковой стенки которого составляла 3 мм. В верхнюю ловушку расплава было слито 7,3 кг расплавленной окиси алюминия с темпера-

турой ~ 2100 °С. Алюминиевый участок сливной трубы проплавился через 1,84 секунды, после этого расплав переместился в регулятор расхода натрия. Через 1,58 секунды произошло проплавление стенки регулятора расхода натрия, и часть расплава слилась в нижнюю ловушку. На рисунках 4.79 – 4.82 показано состояние регулятора расхода натрия после эксперимента.



Рисунок 4.79. Состояние регулятора расхода натрия внутри сливной трубы



Рисунок 4.80. Вид разрезанной сливной трубы и извлеченного из нее регулятора расхода натрия



Рисунок 4.81. Вид регулятора расхода натрия со слитком расплава после разреза.



Рисунок 4.82. Общий вид внешней поверхности регулятора расхода

В результате проведенного эксперимента установлено, что расплавленное топливо активной зоны реактора, двигаясь по направляющей трубе регулирующего стержня, снабженной регулятором расхода натрия, принципиально может разрушить регулятор (предложенной конструкции) и сливаться в нижний пленум реактора [51]. Но при этом регу-

лятор расхода натрия может существенно препятствовать перемещению расплава (частично или даже полностью блокировать его перемещение). Исследования, направленные на оптимизацию конструкции регулятором расхода натрия, размещенного направляющей трубе регулирующего стержня, продолжаются.

Заключение

Для исследования путей решения проблемы «повторной критичности» были разработаны и изготовлены экспериментальные реакторные устройства, отработаны методики проведения реакторных экспериментов, создана внереакторная экспериментальная установка, позволяющая проводить эксперименты с использованием жидкого натрия. Результаты проведенных реакторных и внереакторных экспериментальных исследований подтвердили возможность управляемого вывода расплавленного топлива из активной зоны реактора (для исключения возникновения «повторной критичности») по трубной конструкции, установленной в тепловыделяющей сборке реактора, или по направляющей трубе регулирующего стержня реактора [56 – 58].

Вновь созданные экспериментальные установки ИАЭ НЯЦ РК позволили реализовать уникальнейшие эксперименты и получить выдающиеся результаты, которые востребованы специалистами всего мира. Разработанные методики, экспериментальные установки и полученные результаты являются также основой для продолжения крупномасштабных исследований процессов, сценариев и способов предотвращения аварий реакторов различных типов.

4.5 Исследования тяжелых аварий на реакторах ASTRID и MYRRHA

4.5.1 Проект SAIGA

Франция является одним из лидеров мировой атомной энергетики, занимая по количеству вырабатываемой АЭС энергии второе, а по доле атомной энергетики в своей стране – первое место в мире. Сегодня во Франции действует 58 реакторов с общей мощностью 63 ГВт. В стране имеются технологии по производству реакторов, производству и утилизации топлива, проводятся активные исследования в области атомной энергетики. Большое внимание уделяется реакторам четвертого поколения, в том числе быстрым реакторам, эффективно работающим в замкнутом топливном цикле.

Для развития программы быстрых реакторов в качестве основы Франция выбрала натриевую технологию. Первым результатом этой программы должно стать создание демонстрационного реактора АСТРИД (ASTRID - Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration – усовершенствованный натриевый технологический реактор для промышленной демонстрации) (рисунки 4.83). Франция имеет опыт эксплуатации натриевых реакторов на быстрых нейтронах «Феникс» (1974 – 2002 гг.) и «Суперфеникс» (1986 – 1998 гг.), что является хорошим подспорьем для реализации проекта демонстрационного реактора.

Особенностью реактора АСТРИД является использование в конструкции активной зоны гетерогенных по высоте ТВС, в которых применен принцип разделения топлива высокого обогащения на две зоны (верхнюю и нижнюю) слоем топлива с низким содержанием урана-235, предназначенным для воспроизводства делящихся веществ [59]. Топливные сборки реактора АСТРИД состоят из ТВЭЛОВ с относительно большим (около 1 см) диаметром и меньшим сечением теплоносителя, чем ТВС реакторов «Феникс» и «Суперфеникс». Такая конфигурация позволит обеспечить отрицательный натриевый пустотный эффект реактивности в активной зоне [60, 61]. Эти и другие особенности реактора требуют проведения большого объема исследований, направленных на подтверждение безопасности выбранной конструкции, включая изучение

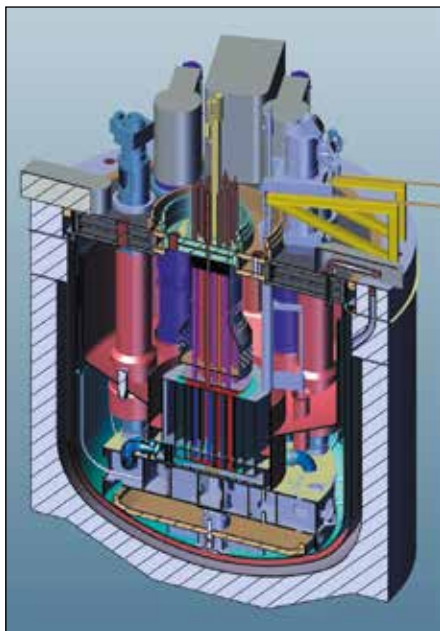


Рисунок 4.83. Реактор АСТРИД

поведения активной зоны реактора при развитии аварийных ситуаций.

Необходима экспериментальная база, которая обеспечивает моделирование соответствующих аварийных ситуаций при максимальном приближении к реальным условиям. Наиболее представительные данные могут быть получены при испытаниях в исследовательских реакторах. Однако во всем мире имеется лишь несколько реакторов, способных обеспечить достижение требуемых параметров испытаний и безопасные условия проведения экспериментов. Одним из них является импульсный графитовый реактор (ИГР) Национального ядерного центра Республики Казахстан (рисунок 4.84).

В 2013 году были начаты совместные исследования в обоснование возможности проведения экспериментов по программе, получившей условное наименование САЙГА (SAIGA – Severe Accident In-pile tests for Generation IV reactors and ASTRID project). Основной целью исследований являлось определение основных характеристик экспериментальных устройств и изучение возможностей реактора ИГР для моделирования переходных и аварийных режимов [62]. Предполагается, что в рамках программы будут проведены три эксперимента: один с прекращением расхода теплоносителя на номинальной мощности, и два эксперимента с режимом ростом мощности разной интенсивности.

Целью эксперимента с прекращением расхода теплоносителя на номинальной мощности является исследование поведения ТВС, состоящей из 37 ТВЭЛОВ, в условиях потери охлаждения для изучения следующих факторов:



Рисунок 4.84. Исследовательский реактор ИГР

- время разрушения активной зоны с исследуемыми ТВС;
- перемещение материалов в межтвэльном пространстве ТВС (с возможным выносом с парами натрия);
- формирование блокировок в исследуемой ТВС;
- уплотнение блокировок под воздействием роста давления в ТВС;
- взаимодействие между топливом и натрием, его влияние на давление в ТВС;
- формирование бассейна расплава в зоне деления ТВС;
- рост давления в ТВС;
- влияние наличия двух зон деления и двух бассейнов расплава в ТВС активной зоны;
- состояние зоны воспроизводства в гетерогенных ТВС.

Эксперимент будет остановлен после разрушения гексагонального чехла.

Целью эксперимента с резким ростом мощности является изучение следующих факторов:

- состояние газа под оболочкой твэла;
- осевое расширение топлива против механического взаимодействия между топливной таблеткой и оболочкой;
- разрушение оболочки;
- осушение твэла и плавление оболочки;
- разрушение или движение расплава оболочки;
- влияние наличия зоны воспроизводства и двух зон деления.

Основными требованиями к программе САЙГА являются:

- возможность проведения трех экспериментов до завершения стадии основного проектирования реактора АСТРИД (2019 г.);

- исключение международной транспортировки топлива (возможно использование Казахстанского топлива типа БН-350 и ВВЭР);
- использование оболочек из аустенитной стали в экспериментах с резким ростом мощности;
- использование развитой системы измерений;
- проведение послеекспериментальных исследований.

Исследования, проведенные в обоснование программы САЙГА, включали разработку предварительной конструкции экспериментального устройства и петлевого натриевого контура (рисунок 4.85), нейтронно-физические расчеты по определению количества энергии, которая может быть вложена в топливо при использовании таблеток типа ВВЭР-1000 обогащением 4,4 % и БН-350 обогащением 17%, и соотношения между энергетическими параметрами испытываемого топлива и реактора ИГР, расчет температурного поля в устройстве (рисунок 4.86), расчет процесса разрушения топлива и отработка диаграммы изменения мощности ИГР в экспериментах [62, 63].

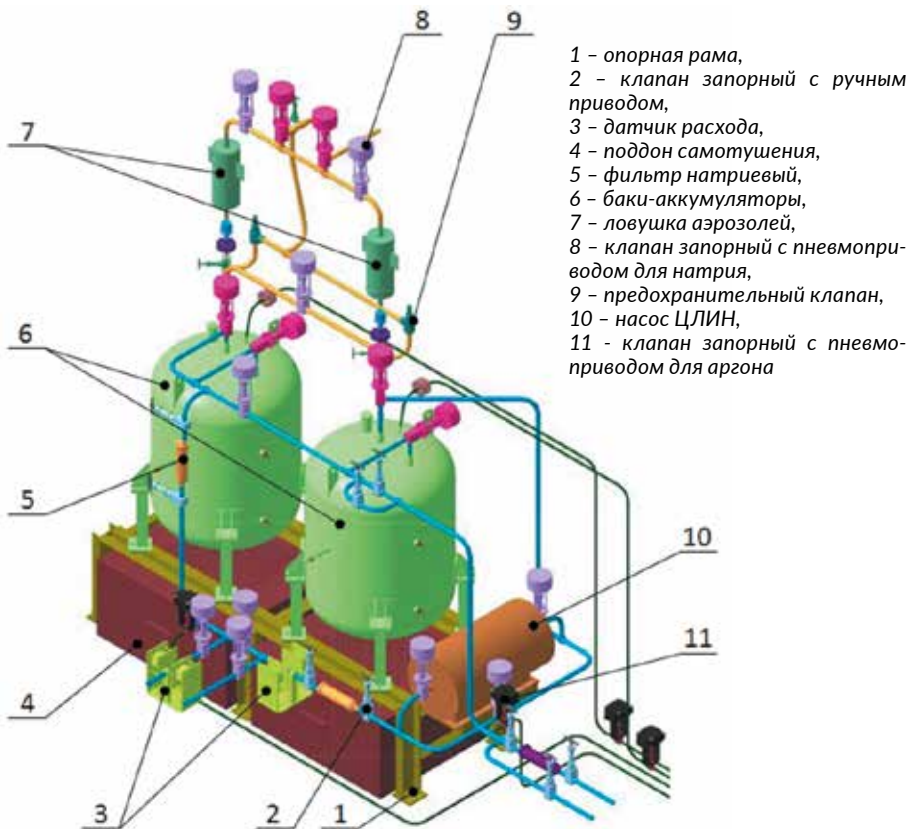


Рисунок 4.85. Петлевой натриевый контур ИГР

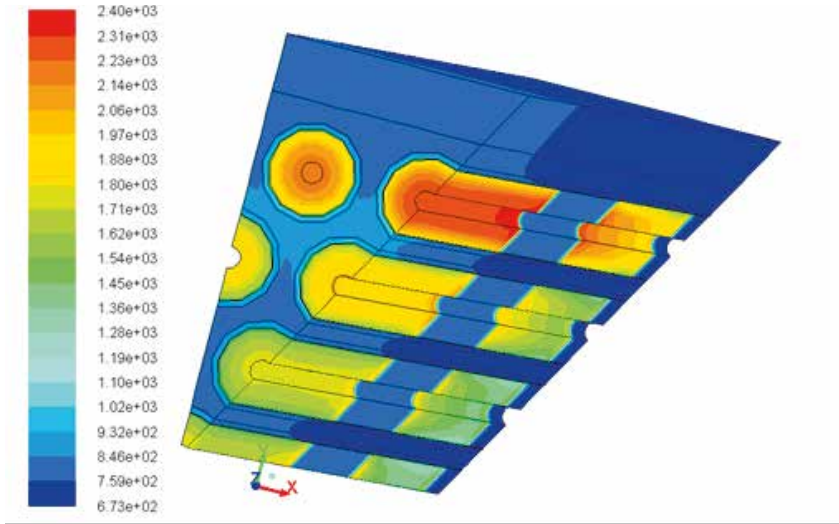


Рисунок 4.86. Температурное поле в экспериментальном устройстве

Экспериментальные устройства были разработаны для обоих экспериментов с учетом возможности использования как топливных таблеток типа БН-350, так и типа ВВЭР (рисунок 4.87).

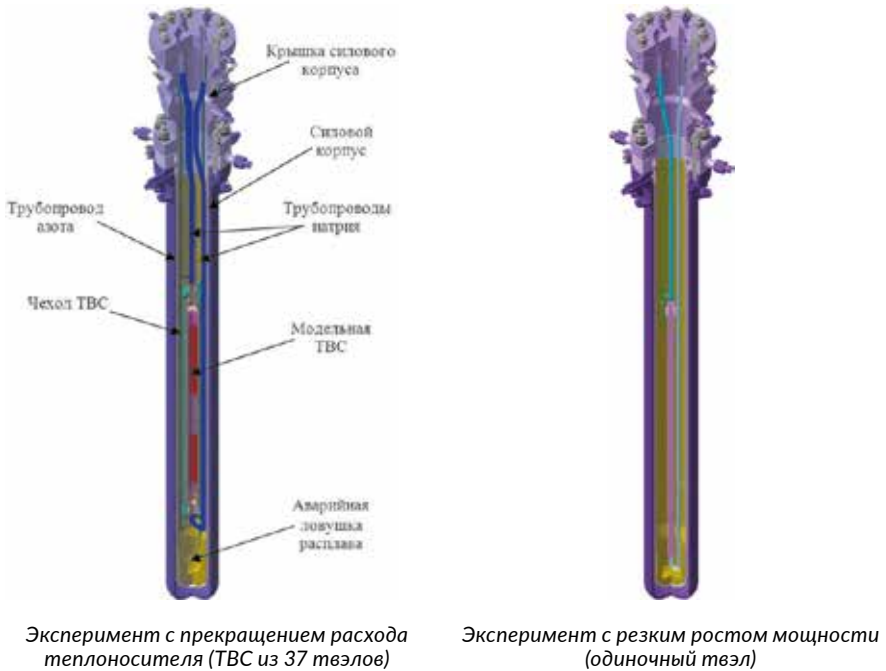


Рисунок 4.87. Схемы экспериментальных устройств

В результате исследований были получены следующие основные данные [62, 63]:

- экспериментальное устройство, оснащенное набором средств измерений, может быть разработано для модельной ТВС из 37 твэлов;
- петлевой натриевый контур может быть создан для обеспечения экспериментов на реакторе ИГР;
- нейтронно-физические параметры системы «ИГР - экспериментальное устройство» позволяют провести эксперимент с прекращением расхода теплоносителя и образованием бассейна расплавленного топлива при использовании топлива БН350;
- эксперимент с резким ростом мощности может быть проведен на ИГР с использованием топлива БН350 (рисунок 4.88).

Для выравнивания радиального профиля мощности ТВС в эксперименте с прекращением расхода теплоносителя были проведены исследования вариантов использования топливных таблеток разного обогащения по рядам твэлов. Равномерный профиль мощности в свою очередь обеспечивает существенно более равномерное распределение температуры в топливе и позволяет воссоздать условия, соответствующие активной зоне реактора АСТРИД (рисунок 4.89). Для обеспечения равномерного профиля были определены следующие уровни обогащения топлива по рядам твэлов: 8,6 % - для наружного, 12,7 % - для среднего, и 17 % - для внутреннего ряда. В рамках исследований совместно с АО «УМЗ» была разработана технология производства топливных таблеток нестандартного обогащения и изготовлена их опытная партия.

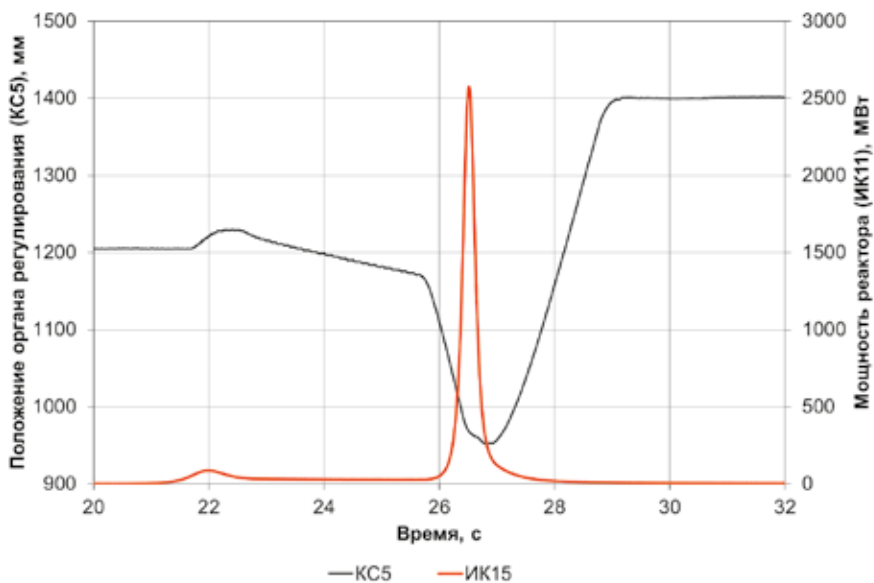


Рисунок 4.88. Диаграмма эксперимента с резким ростом мощности ($P_{max}/P_0=93$)

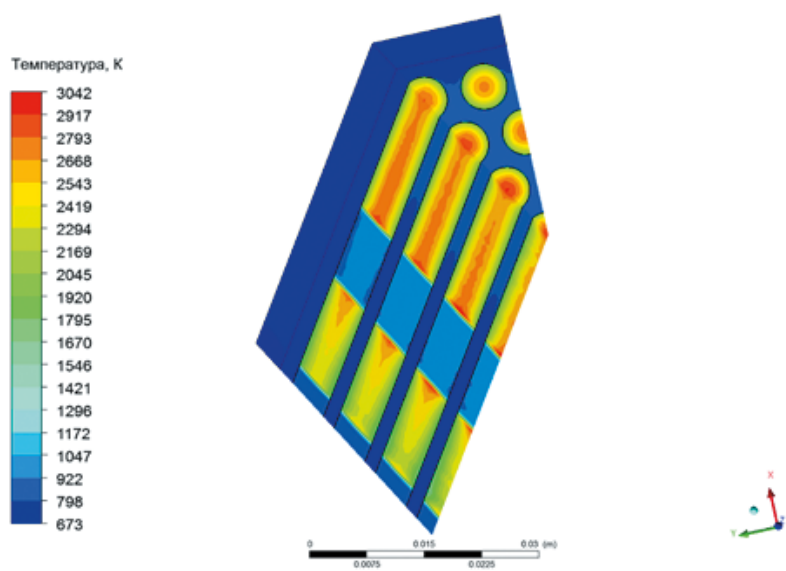


Рисунок 4.89. Температурное поле в ТВС с профилированием обогащения топливных таблеток по рядам твэлов

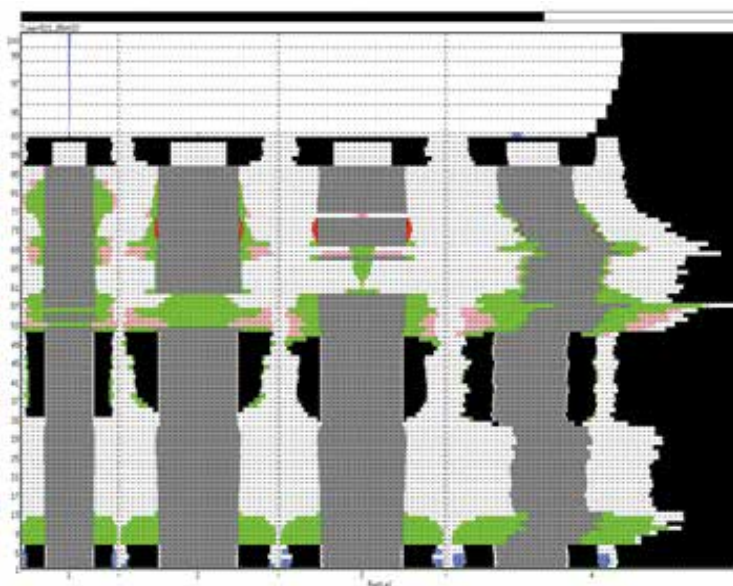


Рисунок 4.90. Результаты расчетного моделирования процесса разрушения ТВС и шестигранного чехла

В соответствии с результатами расчета при таких условиях разрушение стенки шестигранного чехла ТВС под воздействием бассейна расплавленного топлива произойдет через 21 секунду после прекращения расхода теплоносителя (рисунк 4.90) [61].

Особенностью работ с экспериментальными устройствами является наличие натриевого тракта, связывающего ТВС с внешними элементами петлевого контура. Прохождение тракта через крышку вызвало необходимость ее модернизации, обеспечивающей исключение перегрева уплотняющих элементов крышки [64].

Таким образом, результаты исследований подтвердили возможность проведения экспериментов на реакторе ИГР с достижением требуемых параметров испытываемых модельных твэлов и ТВС реактора АСТРИД. Начало реализации основной фазы экспериментальной программы САЙГА запланировано на вторую половину 2016 года.

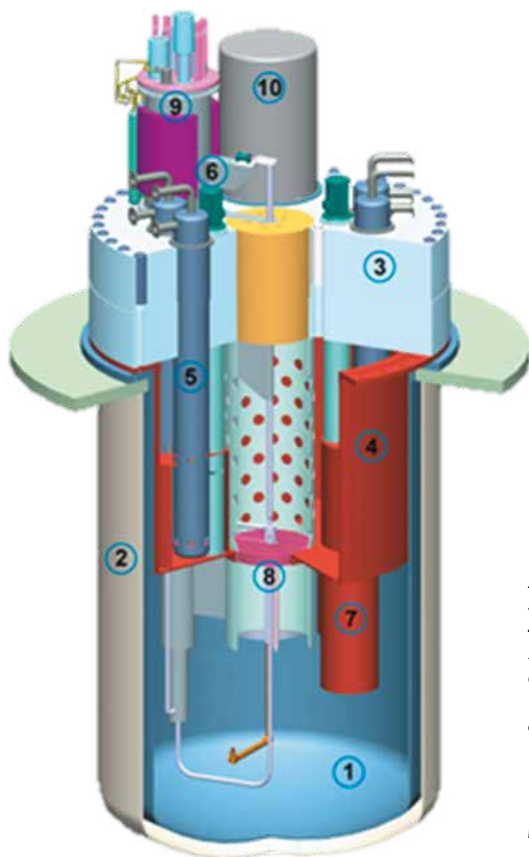
4.5.2 Проект MYRRHA

Национальный ядерный центр Республики Казахстан является участником программы MAXSIMA (Methodology, Analysis and Experiments for the Safety In MYRRHA Assessment), в рамках которой сформирован Международный консорциум организаций, которые привлекаются к созданию реактора MYRRHA. MYRRHA – многофункциональный реактор с быстрым энергетическим спектром нейтронов, с мощностью 50-100 МВт, способный работать в подкритическом и критическом режимах и запускаемый с помощью протонного ускорителя (600 МэВ), который используется для формирования источника нейтронов, умножение которых происходит в активной зоне реактора, охлаждаемого свинцово-висмутовой эвтектикой (рисунк 4.91).

В рамках проекта на базе исследовательских реакторов НЯЦ РК планируется выполнение работ по обоснованию безопасности реактора MYRRHA в тяжелых авариях. Цель исследований – определение пороговых разрушающих нагрузок на тепловыделяющие элементы и определение пределов нормальной эксплуатации, а также исследование процессов взаимодействия топлива с теплоносителем на режимах, которые, в том числе, предполагают плавление топлива.

Суть проблемы заключается в том, что одним из наиболее важных вопросов, рассматриваемых в рамках анализа безопасности быстрых реакторов, к которым относится и реактор MYRRHA, является угроза разрушения твэла или, так называемого, локального разрушения в ТВС. Разрушение твэла может привести к ухудшению условий охлаждения соседних твэлов в ТВС за счет уменьшения проходного сечения теплоносителя, в качестве которого используется эвтектический сплав свинца и висмута, и последующему возникновению аварийной ситуации.

Одной из причин блокировки сечения теплоносителя является увеличение геометрических размеров твэла (распухание) вследствие химической реакции топлива и теплоносителя, проникающего через поврежденную оболочку твэла. Другой причиной может стать фрагментация топлива, вызванная локальным скачком мощности, разрушение оболочки и последующий выход частиц топлива в теплоноситель.



- 1- корпус реактора;
- 2 - защитный корпус;
- 3 - крышка;
- 4 - диафрагма;
- 5 - теплообменник;
- 6 - насос первого контура;
- 7 - зона хранения топлива;
- 8 - мишень и активная зона;
- 9 - траектория протонного пучка;
- 10 - манипуляторы для топлива

Рисунок 4.91. Реактор MYRRHA

В настоящее время в НИЦ РК разработана концепция внутриреакторных экспериментов по изучению таких явлений. В рамках проработки конструкции экспериментальных устройств (рисунки 4.92, 4.93) проведен комплекс нейтронно-физических расчетов, направленных на обеспечение в условиях реакторного эксперимента требуемых энергетических параметров топлива. Важная роль отводится выполнению требований по соответствию профиля мощности в испытываемом твэле реальным эксплуатационным условиям реактора MYRRHA (рисунок 4.94). Результаты проведенных расчетов позволили выработать основные требования к конструкции устройств и набору применяемых материалов, которые обеспечат требуемые параметры экспериментов.

Выполнены теплогидравлические расчеты, которые позволяют с высокой точностью спрогнозировать термическое состояние модельного твэла и устройства в целом в процессе эксперимента (рисунки 4.95, 4.96). В расчетах учтено распределение мощности по высоте и по радиусу твэла и конвективное движение эвтектического сплава в процессе разогрева (рисунок 4.97).

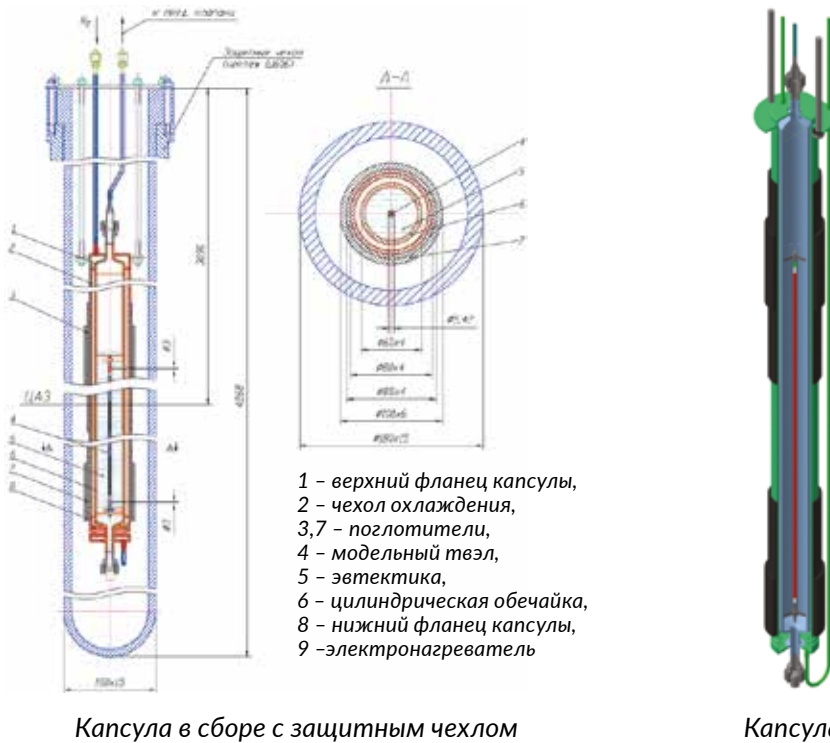
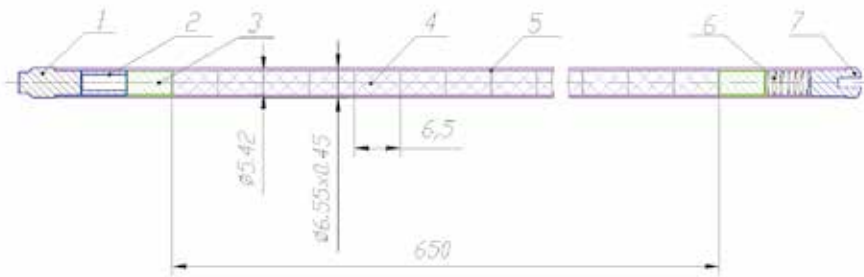


Рисунок 4.92. Схема капсулы для испытаний твэлов реактора MYRRHA



1 – нижняя заглушка, 2 – проставка, 3 – изоляторы, 4 – топливные таблетки, 5 – оболочка, 6 – пружина, 7 – верхняя заглушка

Рисунок 4.93. Схема модельного твэла реактора MYRRHA

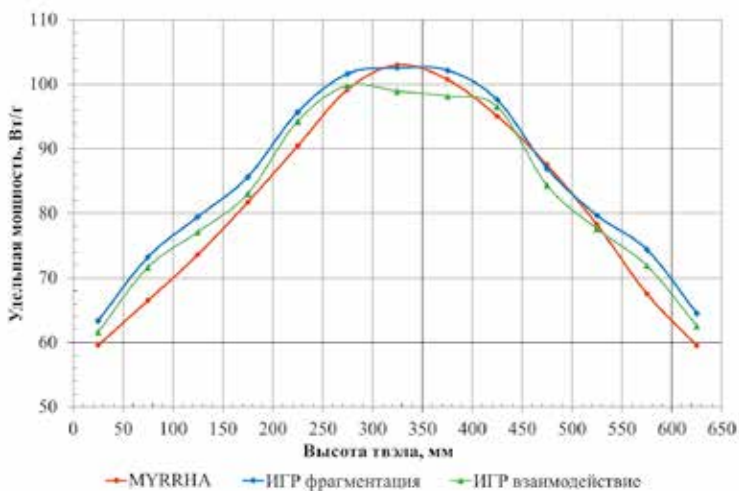


Рисунок 4.94. Распределение мощности в твэле MYRRHA при испытаниях в ИГР

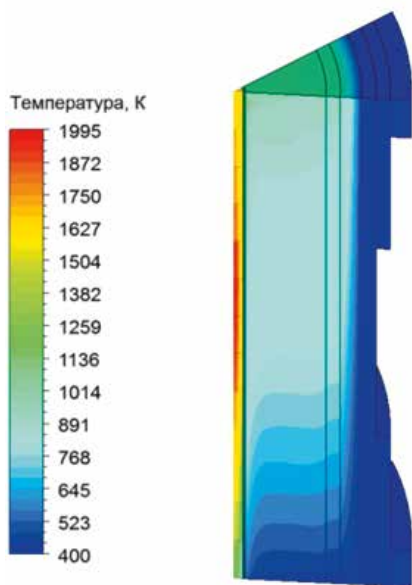


Рисунок 4.95. Температурное поле в капсуле устройства в эксперименте

Результаты исследований, проведенных в рамках разработки концепции экспериментов по испытанию модельных твэлов реактора MYRRHA на реакторе ИГР, представлены координатору проекта для анализа и выработки рекомендаций по продолжению исследований. Необходимо отметить, что участие РГП НЯЦ РК в работах по созданию реактора

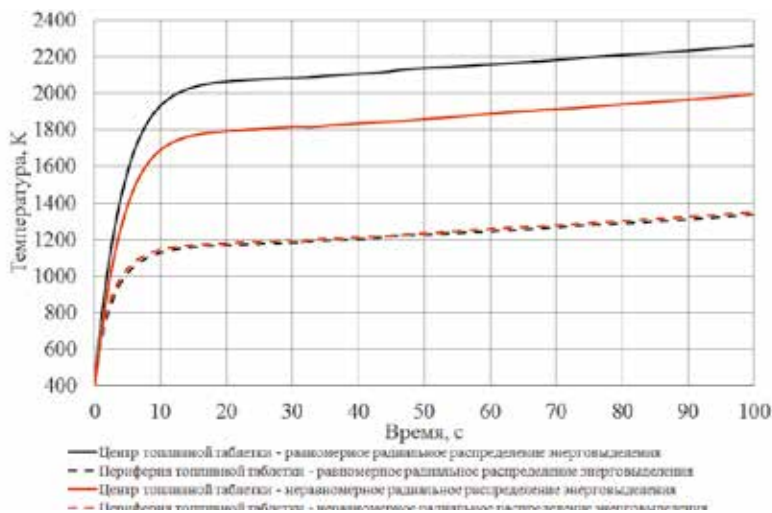


Рисунок 4.96. Изменение температуры в центре и на периферии таблетки в ходе эксперимента

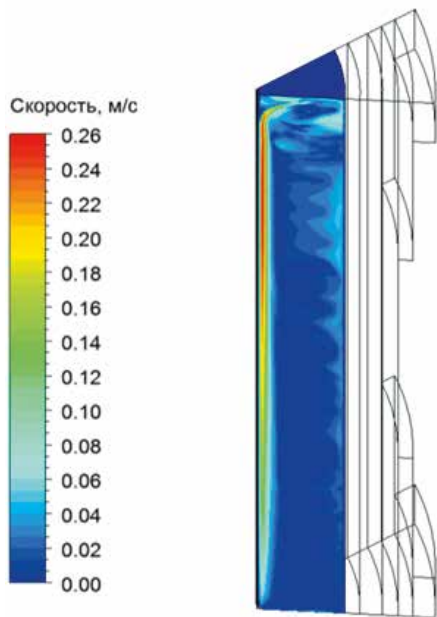


Рисунок 4.97. Поле скоростей в эвтектическом сплаве

MYRRHA в консорциуме с ведущими мировыми научно-исследовательскими организациями является важным этапом развития международного научно-технического сотрудничества и очередным подтверждением высокой компетенции предприятия в области экспериментальных исследований в обоснование безопасности атомной энергетики.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 4

1. M.L. Korradini. Molten fuel-coolant interactions: recent analysis of experiments. – Nuclear Science and Engineering, vol. 86, 1984, p. 372-387.
2. M. Berman, M.S. Krein. Intermediate-scale experiments on fuel-coolant interactions in an open geometry (EXO-FITS). – Proc. Int. ANS/ENS topical meeting on thermal reactor safety, San Diego, Calif., Febr. 2–6, 1986, vol. 1.
3. D.F. Fletcher. The particle size distribution of solidified melt debris molten fuel-coolant experiments. – Nucl. Eng. and Design, vol. 105, №3, 1988, p. 313-319.
4. Г.В. Маршалл, Д.Ф. Бек, М. Берман. Смещение изотермических и кипящих струй расплавленной зоны с водой: исходные условия для высокоэнергетических процессов взаимодействия топливотеплоноситель. – «Труды Междунар. конф. по безопасности тепловых реакторов, Авиньон, Франция, 27 октября 1986 г.», НИКИЭТ, ч. III, с. 529547.
5. Дж.Г. Тайрор, А.Р. Тайч. Подход к тяжелым авариям в Великобритании. «Труды Междунар. симп. по крупным авариям на АЭС, Сорренто, Италия, 2125 марта 1988 г.», НИКИЭТ, ч. II, с. 232247.
6. Васильев Ю.С., Дерявко И.И., Жданов В.С., Зуев В.А., Ильенко С.А., Казьмин Ю.М., Колодешников А.А., Кукушкин М.И., Михеев П.И., Пивоваров О.С., Серебренников Ю.А., Тухватулин Ш.Т., Черепнин Ю.С. Исследование процессов, сопровождающих «тяжелую» аварию (типа LOCA) легководного энергетического реактора. – Тезисы научно-практич. семина. «Импульсные исследовательские реакторы. Применение, экспериментальные исследования и результаты, Курчатов, 09-11 июня 1998 г.», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1998, с. 22-23.
7. H. Nagasaka, M. Kato, I. Sakaki, Yu. Cherepnin, Yu. Vasilyev, A. Kolodeshnikov, V. Zhdanov, V. Zuev. COTELS Project (1): Overview of Project to study FCI and MCCI during a Severe Accident, OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, FZKA6475, 2000, Karlsruhe, Germany, p. 285-292.
8. Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Васильев Ю.С., Жданов В.С., Зуев В.А., Игнашев В.И., Микиша А.В. Исследования последствий тяжелых аварий водоохлаждаемых энергетических ядерных реакторов по проекту COTELS. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2002, с. 5-17.
9. Yu. Maruyama, Y. Kojima, M. Tahara, H. Nagasaka, M. Kato, A. Kolodeshnikov, V. Zhdanov, Yu. Vassiliev. A study on concrete degradation during molten core/concrete interactions. – Nuclear Engineering and Design, vol. 236, 2006, p. 2237-2244.
10. Васильев Ю.С., Вурим А.Д., Жданов В.С., Зуев В.А., Кенжин Е.А., Колодешников А.А. Экспериментальные исследования по моделированию процессов, характерных для тяжелых аварий ядерных реакторов, проведенные в ИАЭ. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2009, с. 26-54.
11. Дерявко И.И., Васильев Ю.С., Перепелкин И.Г., Тухватулин Ш.Т., Чупрунов К.В. Исследование состава и структуры кориума после реакторного плавления и слива в воду. – Тезисы III отрасл. конф. «Реакторное материаловедение, Димитровград, 27-30 окт. 1992 г.», Димитровград, НИИАР, 1992, с. 37-39.

12. Дерявко И.И., Михеев И.В., Перепелкин И.Г., Стороженко А.Н., Чу-прунов К.В. Исследование макро- и микроструктуры материалов активной зоны ВВЭР после реакторного плавления и взаимодействия с водой. – Тезисы конф. «Ядерная энергетика Казахстана: концепции развития, обоснованность, безопасность, Семипалатинск-21, 13-17 сент. 1993 г.», Алматы, ААЭ РК, 1993, с. 75-76.
13. Дерявко И.И., Перепелкин И.Г., Стороженко А.Н. Исследование макро- и микроструктуры расплава материалов активной зоны ВВЭР после взаимодействия с водой. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, Курчатов, НЯЦ РК, 2000, с. 83-87.
14. Hofmann, P., Hagen, S.J.L., Schanz, G., Skokan, A. Reactor core materials interactions at high temperature, Nuclear technology, vol. 87, Aug. 1989, p. 146 – 186.
15. S. Hagen and P. Hofmann, «Physical and Chemical Behaviour of LWR Fuel Elements up to Very High Temperatures,» KfK-4104, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 1989.
16. Leistikow, S., Schanz, G. «Oxidation Kinetics and Related Phenomena of Zircaloy-4 Fuel Cladding Exposed to High Temperature Steam and Steam-Hydrogen Mixtures Under PWR Accident Conditions,» Nuclear Engineering and Design, 103, 65 (1987).
17. S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, G. Schanz, G. Schumacher, L Sepold, Dry Core BWR Test CORA-33: Test Results, Kf K 5261, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Dezember 1994.
18. K. T. Kim and D. R. Olander, «Dissolution of UO₂ by Molten Zircaloy,» J. Nucl. Mater., 154, (1988). p. 85 – 101.
19. D. R. Olander, «The UO₂/Zircaloy Chemical Interactions,» J. Nucl. Mater., 115, (1983). p. 271 – 285.
20. SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual // NUREG/CR-6150, Volume IV: MATPRO – A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, Idaho Falls, November 1993.
21. Безлепкин В.В. Разработка проблемно-ориентированных подходов к обеспечению безопасности новых проектов АЭС с ВВЭР. Диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук, Санкт-Петербург, 2003, 381 с.
22. C. Cognet, P. Gandrille In-Vessel Core Melt Retention by RPV External Cooling for High Power PWR. MAAP4 Analysis on a LBLOCA Scenario without SI. // In-Vessel Core Debris Retention And Coolability Workshop Proceedings 3-6 March 1998 Garching near Munich, Germany.
23. M. T. Farmer, et al., «Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments», Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 317-331, May 2000.
24. Nagasaka, H. Hamazaki, R and Takahashi, Y., «Scenarios of Ex-vessel Debris Cooling as Related to Nuclear Power Safety», Proc. Probabilistic Safety Assessment Methodology and Applications, Seoul Korea, 1995, 26-30.
25. V. Asmolov, N.N. Ponomarev-Stepnoy, V. Strizhov, B.R. Sehgal. Challenges Left in the Area of In-Vessel Melt Retention. - Nuclear Engineering and Design, 2001, vol. 209 p. 87-96.

26. Maruyama. Yu, Kato, M., Nagasaka, H., Kolodeshnikov, A., Zhdanov, V., Vassiliev, Yu. Results of LHI tests and associated analyses on in-vessel debris coolability, NTHAS3: Third Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety Kyeongju, Korea, October 13 - 16, 2002.
27. Maruyama. Yu, Tahara M., Nagasaka, H., Kolodeshnikov, A., Zhdanov, V., Vassiliev, Yu. Recent results of MCCI studies in COTELS project, NTHAS3: Third Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety Kyeongju, Korea, October 13 - 16, 2002.
28. Zhdanov, V. Experimental Study of the Processes at the Corium Melt Retention in the Reactor Pressure Vessel (INVECOR)/ V. Zhdanov, V. Baklanov, E. Malysheva // Proc of 5th Eurasian Conference on Nuclear Sciences and its Application. – Ankara. – Turkey. – 2008, October 14-17.
29. Бакланов, В.В. Исследование тепловых и физико-химических процессов при экспериментальном моделировании удержания расплава кориума в корпусе легководного реактора (проект INVECOR) / В.В. Бакланов, Васильев Ю.С., В.С. Жданов, Колодешников А.А., Кукушкин И.М., Paul David W. Bottomley, Christophe Journeau // Вестник НЯЦ РК.– 2013, март. – Вып.1.– С.47-57.
30. Skakov M., Mukhamedov N., Deryavko I., Baklanov V., et al. Study of thermophysical properties of light-water reactor corium. – Reports of Inter. Conf. on Electrical and Electronics «Techniques and Applications (EETA)», 2015, August 23 – 24, Phuket, Thailand, 2015, p. 75-80.
31. Zhdanov, V. Facility for LWR Core Materials Studies at High Temperature, Proceedings of ICAPP'05 congress / V. Zhdanov, V. Baklanov // Seoul. – Korea. – 2005, may 15-19. –paper 5242.
32. Бакланов, В.В. Поддерживающие эксперименты в обоснование конструкции устройства для моделирования остаточного тепловыделения в проекте INVECOR / В.В. Бакланов, В.С. Жданов [и др.] // Вестник НЯЦ РК.– 2009, март. – Вып.1.– С.66-76.
33. Zhdanov, V. Study of the processes of corium-melt retention in the reactor pressure vessel (INVECOR) / Zhdanov V., Baklanov V. [et al.] // Proceedings of ICAPP'11 congress. Nice. –France. – 2011, May 2-5. – paper 11375.
34. NUREG/CR-6197 TMI V(93)EG10 EGG-2734, TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report / Prepared by J. R. Wolf, J. L. Rempe, L. A. Stickler, G. E. Korth, D. R. Diercks, L. A. Neimark, D. W. Akers, B. K. Schuetz, T. L. Shearer, S. A. Chavez, G. L. Tbinnes, R. J. Witt, M. L. Corradni, J. A. Kos // Idaho National Engineering Laboratory. March.–1994.
35. Бакланов, В.В. Разработка методики имитационного тепловыделения в прототипе кориума / В.В. Бакланов, А.В. Градобоев, В.С. Жданов, М.К. Скаков, И.М. Кукушкин // Известия вузов «Физика», 2014, ноябрь. Том 57. с.230-235
36. Бакланов, В.В. Экспериментальное исследование процессов при удержании расплава кориума в корпусе реактора (INVECOR) / В.В. Бакланов, В.С. Жданов, Е.В. Мальшева // Вестник НЯЦ РК.–2009, март. – Вып.1. –С.55-65.
37. Бакланов В.В., Скаков М.К., Жданов В.С., Кукушкин И.М., Курбанбеков Ш.Р. Способ нанесения защитного барьерного покрытия из карбида циркония на внутреннюю поверхность графитового тигля. – Патент РК №.30667 от 18.11.2015

38. The EAGLE-Project to Eliminate the Recriticality Issue of Fast Reactors, Progress and Results of In-Pile Tests.,/ Kensuke Konishi^{1*}, Shigenobu Kubo², Ikken Sato¹, Kazuya Koyama³, Jun-ichi Toyooka¹, Kenji Kamiyama¹, Shoji Kotake², Alexander D. Vurim⁴, Valery A. Gaidaichuk⁴, Alexander V. Pakhnits⁴ and Yuri S. Vassiliev⁴. / - Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety., Jeju, Korea, November 26- 29, 2006., NTHAS5-F001
39. The Result of a Wall Failure in-Pile Experiment under the EAGLE Project., - Kensuke Konishi., Jun-Ichi Toyooka, Kenji Kamiyama, Ikken Sato, Shigenobu Kubo, Shoji Kotake, Kazuya Koyama, Alexander D. Vurim, Valery A. Gaidaichuk, Alexander V. Pakhnits, Yuri S. Vassiliev, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Japan Atomic Power Company (JAPC), с Advanced Reactor Technology Co. Ltd. (ARTECH), National Nuclear Center of Republic of Kazakhstan (NNC/RK), - Nuclear Engineering and Design, Vol. 237(22) (2007, November) 2165–2174.
40. М.К. Скаков, А.Д. Вурим, Н.Е. Мухамедов и др. Ампульное облучательное устройство для испытаний модельных твэлов энергетического реактора. – Заявление о выдаче патента Республики Казахстан на полезную модель, рег. №2015/0193.2 (Положительное заключение №10-2/987 от 11.03.2016).
41. Эксперимент GR. Подготовка, проведение и результаты., Отчет о НИР по теме «Исследования в обоснование безопасности энергетических реакторов на быстрых нейтронах», Алейников Ю.В., Вурим А.Д., Гайдаичук В.А. и др., ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК, Инв. №240-02/295, 2002 г., Курчатова – 2002.
42. Эксперимент WF. Анализ результатов методических и физических исследований., Отчет о НИР по теме «Исследования в обоснование безопасности энергетических реакторов на быстрых нейтронах», Алейников Ю.В., Вурим А.Д., Витюк В.А и др., ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Инв.№240-02/129, Курчатова – 2004.
43. Анализ результатов эксперимента WF., Отчет о НИР по теме «Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны», Алейников Ю.В., Вурим А.Д., Витюк В.А и др., ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Инв.№1982, Курчатова – 2006.
44. Анализ результатов эксперимента FD., Отчет о НИР по теме «Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны», Алейников Ю.В., Вурим А.Д., Витюк В.А и др., ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Инв.№2001, Курчатова – 2006.
45. Анализ результатов эксперимента ID-1., Отчет о НИР по теме «Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны», Алейников Ю.В., Витюк В.А. Гунько А.С. и др., ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Инв.№1999, Курчатова – 2006.
46. Анализ результатов эксперимента ID-2., Отчет о НИР по теме «Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны», Алейников Ю.В., Витюк В.А. Гунько А.С. и др., ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Инв.№45, Курчатова – 2007.
47. G. Keyser and J. Papin, “The reactivity risk in fast reactors and the related international experimental programmes CABRI and SCARABEE”, Progr. Nucl. Energ., Vol. 32, p. 631-638 (1998).

48. Скаков М.К., Вурим А.Д., Мухамедов Н.Е., Батырбеков Э.Г., Пахниц А.В., Витюк В.А., Хаметов С.З., Дерявко И.И. Ампульное облучательное устройство для исследования возможностей выведения расплава активной зоны ядерного реактора вверх по направляющей труб. – Инновационный патент на изобретение №30988 от 2016 г, бюл. №3.
49. Экспериментальные исследования условий начала фрагментации струи кориума при движении ее в бассейне с натрием. Продолжение послеэкспериментальных исследований внутриреакторных устройств: отчет о НИР (промежуточный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК ; рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим. – 2013. – 66 с. – Инв. №0214РК00124.
50. Исследования в обоснование безопасности использования объектов ядерной техники : отчет о НИР (заключительный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК ; рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим. – 2014. – 70 с. – Инв. №0215РК00147.
51. Исследования в обоснование безопасности реакторов на быстрых нейтронах: отчет о НИР (промежуточный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК ; рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим. – 2015. – 59 с. – Инв. №0216РК00023.
52. Исследования в обоснование безопасности использования объектов ядерной техники: отчет о НИР (промежуточный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим. – 2010. – 70 с.– Инв. №0210РК00630.
53. Исследования в обоснование безопасности использования объектов ядерной техники: отчет о НИР (промежуточный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим. – 2011.– 99с. – Инв.№ 0211РК00849.
54. Исследования в обоснование безопасности использования объектов ядерной техники : отчет о НИР (заключительный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК ; рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим. – 2011. – 152 с. – Инв. №0211РК01455.
55. Исследование процессов охлаждения расплавленных материалов активной зоны в теплоносителе. Продолжение внутриреакторных исследований процессов теплообмена на границах расплава материалов активной зоны реактора на быстрых нейтронах: отчет о НИР (промежуточный) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК ; рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим. – 2012. – 77 с. – Инв. №0212РК01321.
56. Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны: отчет о НИР (промежуточный)./ Институт Атомной энергии ДГП НЯЦ РК ; рук. А. Д. Вурим А. А., Колодешников, 2007. – 93с ; № ГР 0207РК00911. – Инв.№ 38, 2008
57. Экспериментальные исследования устройств и параметров управляемого перемещения кориума из активной зоны реактора: отчет о НИР (промежуточный)./ Институт Атомной энергии ДГП НЯЦ РК; рук. А. Д. Вурим, А. А. Колодешников, 2008. – 133с ; № ГР 028РК00948. – Инв.№ 116, 2008
58. Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны: отчет о НИР (заключительный)./ Институт Атомной энергии ДГП НЯЦ РК; рук. А. А. Колодешников, А. Д. Вурим, 2009. – 77 с; № ГР 0105РК00016. – Инв.№ 0209РК00987

59. F. Serre, F. Payot, C. Suteau, L. Trotignon, E.G. Batyrbekov, A.D. Vurim, A.V. Pakhnits, V.A. Vityuk, S. Kubo, A. Katoh, Y. Tobita, K. Kamiyama, K. Matsuba, J. Toyooka R&D and experimental programs for mitigating severe accidents consequences in GENIV SFRS and in the ASTRID technology demonstrator. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2016, с. 73-76.
60. P. Sciora, et al., “Low void effect core design applied on 2400 MWth SFR reactor” – Proceedings of ICAPP 2011, Nice, France, May 2-5, 2011.
61. Comparison of the behaviour of two core designs for ASTRID in case of severe accidents / F. Bertrand, N. Marie, G. Prulhière, J. Lecerf, J.M. Seiler // Nuclear Engineering and Design (in press).
62. Вурим, А.Д. Расчетно-экспериментальные исследования в поддержку программы внутриреакторных испытаний модельной ТВС перспективного реактора / А.Д. Вурим, В.А. Витюк, В.А. Гайдайчук // Вестник НЯЦ РК.– 2015.– Вып. 1.– С. 55-60.
63. Витюк, В.А. Методика определения энергетических параметров внутриреакторных импульсных экспериментов / В.А. Витюк, А.Д. Вурим // Тезисы X Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика», 8–11 сент. 2015.– Курчатов, 2015. – С. 44.
64. Котов В.М., Витюк Г.А., Сулейменов Н.А. Крышка ампулы петлевого канала реактора. Материалы заявки на изобретение в НИИС РК, РГП НЯЦ РК, 2016 г.

ГЛАВА 5. ИССЛЕДОВАНИЯ МАТЕРИАЛОВ ЯДЕРНЫХ И ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

5.1 Коррозионная и радиационная стойкость конструкционных и топливных материалов реакторов

Уникальные во многих отношениях [1, 2] исследовательские реакторы РГП НЯЦ РК, исследовательский высокотемпературный газоохлаждаемый реактор ИВГ.1 (а с 1990 года модернизированный исследовательский водоохлаждаемый гетерогенный реактор ИВГ.1М) и импульсный графитовый реактор ИГР, эксплуатируются соответственно с 1975 года и с 1961 года. Столь длительная эксплуатация реакторов, в которых часть ответственных деталей постоянно находится в воде, не может не приводить к заметным коррозионным и радиационным изменениям в состоянии конструкционных и топливных материалах этих реакторов.

В связи с отмеченным представляет несомненный научный и практический интерес информация о результатах оценки нынешнего состояния конструкционных и топливных деталей реакторов ИВГ.1М и ИГР, а также о результатах определения уровней деградации коррозионной и радиационной стойкости конструкционных и топливных материалов этих реакторов за все время их эксплуатации.

5.1.1 Коррозионная стойкость материалов реактора ИВГ.1М

Контроль коррозионной стойкости материалов реактора

В целях обеспечения требований по безопасной эксплуатации ядерных установок на модернизированном реакторе ИВГ.1М (а до модернизации – и на реакторе ИВГ.1) проводились и проводятся периодические проверки их технического состояния, причем для отслеживания коррозионного состояния деталей центральной сборки как реактора ИВГ.1, так и реактора ИВГ.1М использовались и используются одни и те же образцы-свидетели стержневого типа из нержавеющей стали 08X18H10T, бериллия, титан-гадолиниевого сплава ТГ702 (Ti+9%Gd) и цирконий-ниобиевого сплава Э110 (Zr+1%Nb), находящиеся в количестве 110 штук в четырех пеналах, установленных в ячейки Д, Е, Ж и К бериллиевого вытеснителя реактора ИВГ.1 еще в 1975 году. Последнее обусловлено тем, что конструкция центральной сборки реактора ИВГ.1 практически полностью сохранена в модернизированном реакторе ИВГ.1М.

Необходимо отметить, что состояние образцов-свидетелей конструкционных материалов реактора является важным и достаточно надежным источником информации о деградации свойств внутриреакторных материалов в условиях эксплуатации как энергетических, так и исследовательских реакторов, причем для энергетических реакторов корпусного типа использование образцов-свидетелей стало мировой практикой в обеспечении их безопасной эксплуатации [3].

После замены в модернизированном реакторе ИВГ.1М газоохлаждаемых технологических каналов на водоохлаждаемые каналы ВОТК в 1990 году состав образцов-свидетелей реактора был расширен: для отслеживания коррозионного состоянием материалов в каналах ВОТК в специальном канале водяного контура КВК-300 (размещенном вне корпуса реактора) были установлены образцы-свидетели пластинчатого типа из стали 12Х18Н10Т и алюминий-магниевого сплава АМг6М.

Образцы-свидетели, установленные в канале КВК-300, были вырезаны из 12Х18Н10Т-трубы $\varnothing 72 \times 2$ мм и АМг6М-трубы $\varnothing 76 \times 2$ мм, поэтому их форма представляет собой слегка изогнутые прямоугольные пластины (размерами примерно $50 \times 20 \times 2$ мм) с центральным отверстием под стержни крепления в кассете канала КВК-300 (внешний вид канала КВК-300 показан на рисунке 5.1).



Рисунок 5.1. Канал КВК-300 в момент начала разборки (внутри частично выдвинутой кассеты видны пять блоков образцов-свидетелей из сплава АМг6М)

Общее количество образцов-свидетелей в канале КВК-300 составляет 205 штук: 50 стальных и 155 алюминий-магневых. При этом 113 образцов из сплава АМг6М перед установкой в канал КВК-300 прошли антикоррозионную пассивирующую обработку в растворе щавелевой кислоты, остальные 42 образца установлены на испытания без этой обработки.

Поскольку и детали центральной сборки реактора, и детали каналов ВОТК в межпусковые периоды постоянно находятся в неподвижной дистиллированной воде при комнатной температуре (а в кратковременные пусковые периоды – в протоке дистиллированной воды при температуре до 90°C), то находящиеся в этой же воде образцы-свидетели позволяют надежно отслеживать коррозионное состояние деталей реактора из нержавеющей сталей, бериллия и титан-гадолиниевых, цирконий-ниобиевых и алюминий-магниевого сплавов; само же отслеживание осуществляется периодическими освидетельствованиями состояния образцов-свидетелей путем их визуального обследования и измерения коррозионных изменений масс.

К настоящему времени проведено восемь плановых периодических освидетельствований коррозионного состояния образцов-свидетелей реакторов ИВГ.1 и ИВГ.1М. Поскольку в 1975 году образцы-свидетели

были установлены в реактор ИВГ.1 без измерения исходных значений их масс, то в первом освидетельствовании (в мае 1982 года) было проведено только визуальное обследование 08X18H10T-, Be-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов, выгруженных из ячейки Е вытеснителя реактора. После этого все образцы в ячейке Е были заменены аттестованными по исходной массе Be-образцами в количестве 32 штук.

Во втором освидетельствовании (в сентябре 1989 года) было повторно проведено только визуальное обследование всех 08X18H10T-, Be-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов, выгруженных из ячеек Д, Ж и К вытеснителя реактора. Менее чем через год этот реактор был модернизирован в реактор ИВГ.1М, к водяному контуру которого был подсоединен канал КВК-300, укомплектованный аттестованными по исходной массе 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцами.

В третьем освидетельствовании (в ноябре 1994 года) было выполнено визуальное обследование всех 08X18H10T-, Be-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов, выгруженных из ячеек Д, Ж и К вытеснителя реактора ИВГ.1М, и всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов, выгруженных из канала КВК-300. После этого 12 Be-образцов в ячейках Д, Ж и К были заменены 12 аттестованными по исходной массе Be-образцами (по четыре образца в каждой ячейке). Кроме того, у всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов из канала КВК-300 были выполнены измерения коррозионных изменений масс.

В четвертом освидетельствовании (в ноябре 2001 года) было проведено визуальное обследование всех 08X18H10T-, Be-, (Ti,Gd)-, (Zr,Nb)-, 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов, выгруженных из вытеснителя реактора и канала КВК-300, а также измерение коррозионных изменений масс у всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов из канала КВК-300 и у тех тридцати двух и двенадцати Be-образцов из вытеснителя, которые были аттестованы по исходной массе и установлены в реактор, соответственно, в 1982 и 1994 годах. Содержание пятого освидетельствования образцов (в сентябре 2004 года) полностью повторило содержание четвертого освидетельствования.

Сразу после пятого освидетельствования испытания были приостановлены на полгода (с декабря 2004 года по июнь 2005 года) для выполнения ревизии всех образцов во всех ячейках вытеснителя, в ходе которой были проведены частичные замены отдельных испытанных Be-образцов свежими. После таких замен ячейки Д, Е, Ж и К оказались заполненными бериллиевыми образцами, имеющими существенно различные длительности испытаний: 22 свежих аттестованных образца, 12 аттестованных образцов после 10-летних испытаний, 32 аттестованных образца после 22,5-летних испытаний и 31 неаттестованный образец после 29,6-летних испытаний.

После этого, в связи с размещением на испытания 22 свежих аттестованных образцов, были дважды проведены (в июле 2006 года и в мае 2007 года) дополнительные визуальные освидетельствования и измерения масс всех Be-образцов, основной целью которых являлось уточнение характера изменения их коррозионного состояния на начальной (в первые один-два года) стадии испытаний в воде.

В шестом освидетельствовании (в ноябре 2007 года) было проведено визуальное обследование всех 08X18H10T-, Be-, (Ti,Gd)-, (Zr,Nb)-,

12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов, а также измерение коррозионных изменений масс у всех Be-, 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов. После этого в июле 2009 года было проведено дополнительное измерение коррозионных изменений масс Be-образцов из ячейки E и всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов (основной целью этих измерений являлось уточнение наличия смыва продуктов коррозии с Be-образцов при испытаниях длительностью более 20 лет). Содержания седьмого и восьмого освидетельствованных образцов (в сентябре 2010 года и в сентябре 2013 года) полностью повторили содержание предыдущего (шестого) освидетельствования.

Из сказанного видно, что в ходе выполнения периодических освидетельствований у одних образцов определялись как качественные показатели коррозии (состояние поверхностей), так и количественные (привесы образцов), а у других – только качественные или только количественные. Так, у всех 08X18H10T-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов из вытеснителя реактора определялись только качественные показатели (в освидетельствованиях до 2005 года то же самое относится и к неаттестованным по массе Be-образцам). Наоборот, у всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов из канала КВК-300 определялись и качественные, и количественные показатели коррозии (то же самое относится и ко всем аттестованным по массе Be-образцам, а в освидетельствованиях после 2005 года – и к неаттестованным Be-образцам).

Качественные показатели коррозии образцов в вытеснителе реактора

Так как в ходе коррозионных испытаний образцов в вытеснителе проводились и другие (кроме уже указанных) замены образцов, то к моменту проведения последнего освидетельствования в 2013 году четыре ячейки вытеснителя содержали в общей сложности 113 образцов (сто один Be-образец и двенадцать 08X18H10T-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов).

При визуальном обследовании выгруженных образцов (после их обезживания в спирте, просушки и раскладывания рядом с ними исходных образцов того же материального состава) было в очередной раз зафиксировано, что у 08X18H10T-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов (цилиндрических и полуцилиндрических образцов длиной ~56 мм) после 37,5-летних испытаний обнаруживаются весьма незначительные коррозионные изменения цвета их поверхностей: светлая блестящая поверхность образцов приобрела слегка матовый налет светло-серого или неяркого белого оттенков. Типичный вид этих образцов представлен на *рисунке 5.2*. У всех образцов налет имел прочное сцепление с поверхностью образца: налет нельзя было удалить, например, путем протирки образцов бязевой тканью.

Полученный результат стабильно повторялся [4–8] во всех восьми визуальных обследованиях этих образцов, когда длительность их испытаний в воде увеличивалась с 7,2 года в 1982 году до 37,5 лет в 2013 году.

При таком же обследовании Be-образцов (как коротких (~28 мм) гантелевидных, так и длинных (~56 мм) цилиндрических и полуцилиндрических) фиксировались более заметные коррозионные изменения цвета их покрытий, причем и характер, и интенсивность этих изменений были различными у покрытий различного типа. Поскольку в визуальном обследовании 2013 года участвовали образцы с существенно различной

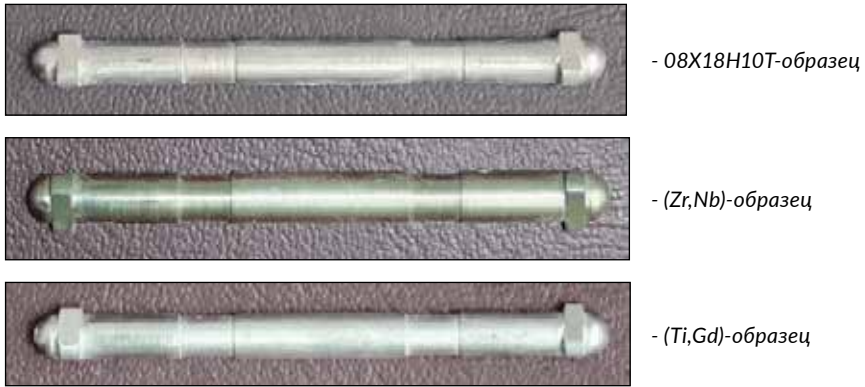


Рисунок 5.2. Внешний вид образцов из стали и сплавов после 37,5-летних испытаний в воде

длительностью испытаний в воде (2,5, 3,4, 8,0, 18,0, 30,5 и 37,5 лет), то в очередной раз была подтверждена следующая ранее обнаруженная тенденция коррозионного изменения цвета каждого из типов покрытий с увеличением длительности испытаний τ (наработок τ).

У образцов с серым оксидным покрытием (именно таким типом покрытия защищены бериллиевые детали центральной сборки реактора) изменение цвета покрытия с увеличением τ (см. рисунки 5.3 и 5.4) было



серое оксидное покрытие белое эмталиевое покрытие черное оксидное покрытие



серое оксидное покрытие белое эмталиевое покрытие черное оксидное покрытие

Рисунок 5.3. Короткие Вв-образцы до (вверху) и после (внизу) 30,3-летних испытаний в воде

Рисунок 5.4. Длинные Вв-образцы до (вверху) и после (внизу) 37,5-летних испытаний в воде

наименее заметным: исходный серый цвет лишь частично искажался налетом белого или светло-серого оттенка (при этом видимых изменений сплошности покрытия обнаружено не было). У образцов с эматалевым покрытием исходный молочно-белый матовый цвет эматала с увеличением τ переходил в серый матовый с участками желто-коричневого оттенка, а затем в почти сплошной желто-коричневый оттенок (причем несплошности этого оттенка были видны как цепочки темных точек и/или темных узких полос, ориентированных вдоль длины образца). А у образцов с черным оксидным покрытием изменение цвета было максимально заметным: на исходной черной блестящей поверхности сначала появлялся сплошной светло-серый матовый налет, который со временем переходил в почти белый, оставаясь иногда сплошным, а иногда приобретая несплошности в виде цепочек темных точек и/или темных узких полос, ориентированных вдоль образца.

В целом визуальное обследование указало на вполне удовлетворительное коррозионное состояние поверхностей всех бериллиевых образцов. При этом следует иметь в виду, что коррозионному повреждению подвергается не столько сам материал образца, сколько материал его защитного покрытия.

Количественные показатели коррозии Ве-образцов

Количественные показатели коррозии образцов определялись по их привесам Δm с увеличением наработки τ . Во взвешиваниях образцов в освидетельствовании 2013 года участвовали все Ве-образцы из вытеснителя реактора, хотя исходные значения масс были только у 72 образцов (66 коротких гантелевидных и 6 длинных стержневых), а у 29 бериллиевых образцов, установленных на испытания в 1975 году, такие данные отсутствовали.

Очевидно, что из всех результатов определения удельных привесов $\Delta m/S$ (S – площадь поверхности образца) у Ве-образцов наибольший интерес для определения их коррозионной стойкости представляли данные у тех аттестованных 66 коротких гантелевидных образцов, которые были установлены на испытания в 1982, 1994 и 2005 годах, т.е. у 32 образцов в ячейке Е (с наработками 30,5 лет), 12 образцов в ячейках Д, Ж и К (с наработками 18 лет) и 22 образцов в ячейке К (с наработками 8 лет).

Результаты определения $\Delta m/S$ именно у этих 66 образцов представлены на *рисунке 5.5*, причем в этот рисунок внесены также и данные, полученные у них во всех предыдущих освидетельствованиях [9–12]. В частности, для 32 образцов из ячейки Е – это данные по их освидетельствованиям в 2001, 2004, 2005, 2006, 2007 (дважды), 2009 и 2010 годах после испытаний длительностями соответственно 19,5, 22,3, 22,5, 23,6, 24,3, 24,7, 26,3 и 27,5 лет (правая группа точек); для 12 образцов из ячеек Д, Ж и К – это данные по их освидетельствованиям в 2001, 2004, 2005, 2006, 2007 (дважды) и 2010 годах после испытаний длительностями соответственно 7,0, 9,8, 10,0, 11,1, 11,8, 12,2 и 15,0 лет (средняя группа точек); для 22 образцов из ячейки К – это данные по их освидетельствованиям в 2006 (дважды), 2007 (дважды) и 2010 годах после испытаний длительностями соответственно 0,6, 1,1, 1,8, 2,2 и 5,0 лет (левая группа точек).

Как видно из *рисунка 5.5*, привесы образцов имеют устойчивую тенденцию к повышению с увеличением длительности испытаний только

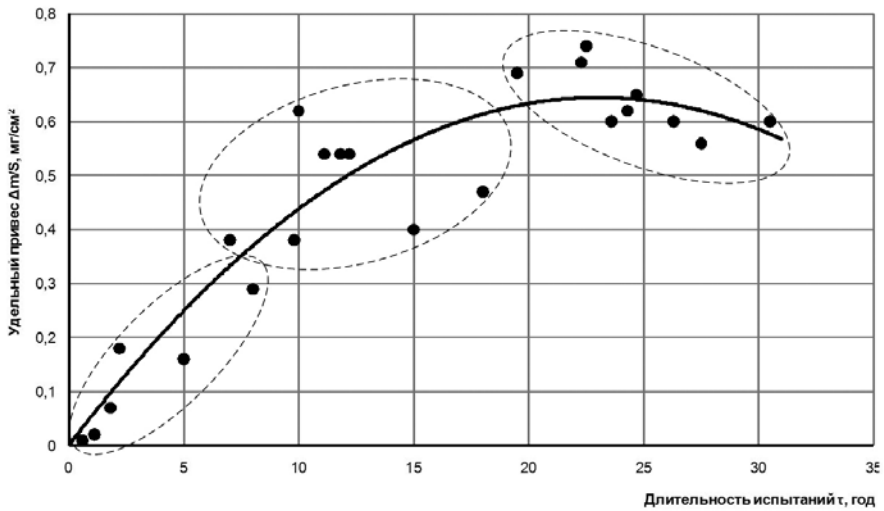


Рисунок 5.5. Кинетика коррозионных привесов у Be-образцов

при сравнительно небольших (не более 22 лет) наработках, после чего наблюдается их снижение. Зафиксированное снижение привесов образцов следует рассматривать как результат превалирования процессов смыва продуктов коррозии с образцов над процессами их образования на образцах. Последнее подтверждается тем, что у 29 длинных стержневых Be-образцов, испытывающихся с 1975 года и имеющих высокие (на уровне 38 лет) наработки, в последние 8 лет испытаний фиксируется вполне заметная потеря масс (см. таблицу 5.1).

Таблица 5.1. Изменения масс у 29 не аттестованных по массе Be-образцов из ячеек Д, Ж и К

Дата проведенного освидетельствования	Июнь 2005 г.	Июль 2006 г.	Май 2007 г.	Ноябрь 2007 г.	Сентябрь 2010 г.	Сентябрь 2013 г.
Наработка t , год	29,5	30,6	30,3	31,7	34,5	37,5
Прирост наработки Δt , год	0	+1,1	+1,8	+2,2	+5,0	+8,0
Средняя масса образца m , г	1,2846	1,2841	1,2845	1,2840	1,2837	1,2838
Привес образца Δm , мг	0	-0,5	-0,1	-0,6	-0,9	-0,8
Привес образца $\Delta m/S$, мг/см ²	0	-0,06	-0,01	-0,07	-0,10	-0,09

Можно также предположить, что превалирование процессов смыва продуктов коррозии над процессами их образования обусловлено не столько интенсификацией процессов смыва, сколько снижением интенсивности процессов образования продуктов коррозии. В любом случае данные, представленные на рисунке 5.5, указывают на высокую коррозионную стойкость бериллиевых образцов с покрытиями. Действительно,

показатель коррозионного изменения массы ($K_M = \Delta m / (S \tau)$) у бериллиевых образцов, который, как легко определить из кривой на этом рисунке, является невысоким (0,05 мг/(см²·год)) даже на начальной (в первые 10 лет) стадии испытаний, убывает далее значительным образом: после 20 лет показатель K_M составляет уже около 0,03 мг/(см²·год), а к концу испытаний падает до примерно 0,02 мг/(см²·год).

Качественные показатели коррозии образцов в канале КВК-300

При визуальном обследовании стальных и алюминий-магниевого образцов из канала КВК-300, проведенном в 2013 году, было установлено, что состояние поверхностей как у 12X18H10T-образцов, так и у пассивированных (Al,Mg)-образцов после испытаний длительностью 22,9 года осталось вполне удовлетворительным. Образцы содержали (рисунок 5.6) в основном только неяркие следы местной коррозии в виде пятен двух цветовых оттенков – от слабого светло-желтого до слабого светло-серого у стальных и от серого матового до желто-коричневого у пассивированных алюминий-магниевого образцов. В целом степень коррозионного повреждения поверхностей (количество и размеры пятен, а также интенсивность окраски пятен) у пассивированных (Al,Mg)-образцов визуально воспринималась как более высокая, чем у 12X18H10T-образцов.



Рисунок 5.6. Внешний вид 12X18H10T-образца (а) и пассивированного (Al,Mg)-образца (б) после 22,9-летних испытаний в воде

Степень коррозионного повреждения поверхностей у всех непассивированных (Al,Mg)-образцов (рисунок 5.7) была, если судить по интенсивности желто-коричневой окраски поверхности, заметно выше, чем у пассивированных, причем практически у всех непассивированных образцов имела место общая коррозия.

Полученные результаты визуального обследования 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов практически полностью совпадали с результатам аналогичных обследований во всех шести предыдущих освидетельствованиях. Это косвенным образом указало на то, что основные процессы коррозионного повреждения как 12X18H10T-, так и (Al,Mg)-образцов прошли еще до первого освидетельствования, выполненного в 1994 году после их 4,5-летних испытаний, то есть в первые один-три года нахождения в воде.

Количественные показатели коррозии образцов в канале КВК-300

Для количественной оценки показателей коррозии 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов в освидетельствовании 2013 года, как и в шести предыдущих, были выполнены изменения их удельных привесов $\Delta m / S$

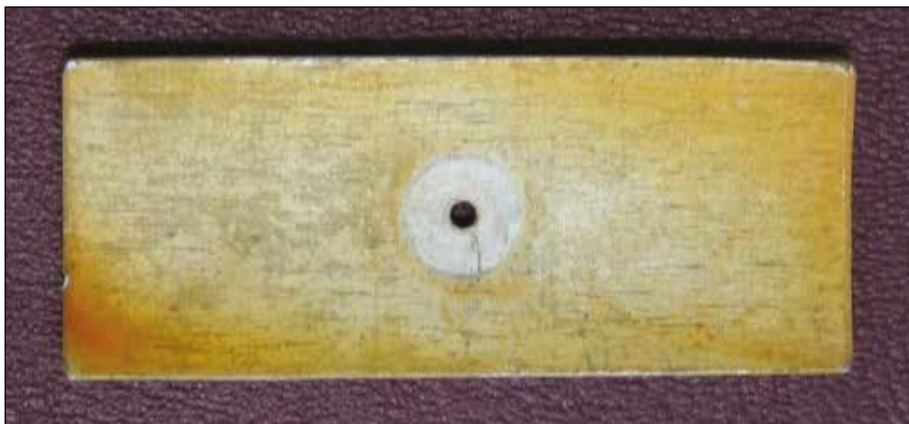


Рисунок 5.7. Внешний вид непассивированного (Al,Mg)-образца после 22,9-испытаний в воде

и скоростей коррозии K_M . Во взвешиваниях участвовали, как и в освидетельствованиях 2007, 2009 и 2010 годов, не все 205 образцов, установленных на испытания в канал КВК-300 в 1990 году, а на 33 образца меньше, так как в конце 2005 года 10 стальных, 10 неактивированных и 13 активированных алюминий-магниевых образцов после 15,3-летних испытаний оказались выключенными из дальнейших испытаний в связи с тем, что с их поверхностей при определении глубинных показателей коррозии K_{II} были удалены (стравлены) накопившиеся продукты коррозии.

Вычисленные из результатов взвешивания 40 стальных и 132 активированных алюминий-магниевых образцов значения удельных привесов в очередной раз подтвердили тот зафиксированный во всех предыдущих освидетельствованиях факт, что максимальной коррозионной стойкостью в воде обладают 12X18H10T-образцы, а минимальной – неактивированные (Al,Mg)-образцы. Последнее хорошо иллюстрирует рисунок 5.8 с совместными данными по результатам всех испытаний образцов в канале КВК-30.

На этом рисунке видно, что основные процессы коррозионного повреждения у образцов всех типов прошли в первые один-два года испытаний, то есть еще до первого их освидетельствования. Видно также, что скорости коррозии $\Delta m / (S\tau)$ после первых 4,5 лет испытаний в воде являются весьма невысокими у образцов всех трех типов (примерно 0,06, 0,10 и 0,40 мг/(см²·год) соответственно у 12X18H10T- и активированных и неактивированных (Al,Mg)-образцов), а поскольку привесы образцов в дальнейшем почти не изменялись, то эти скорости после первых 11,5, 14,3, 17,1, 18,7, 19,9 и 22,9 лет становились все ниже и ниже, упав к концу испытаний до значений соответственно 0,01, 0,02 и 0,08 мг/(см²·год). Таким образом, результаты освидетельствований всех образцов канала КВК-300 указали на их достаточно высокую коррозионную стойкость в конкретных условиях испытаний.

В дополнение к уже представленным результатам остается указать на результаты измерений глубинных показателей коррозии K_{II} [13, 14]

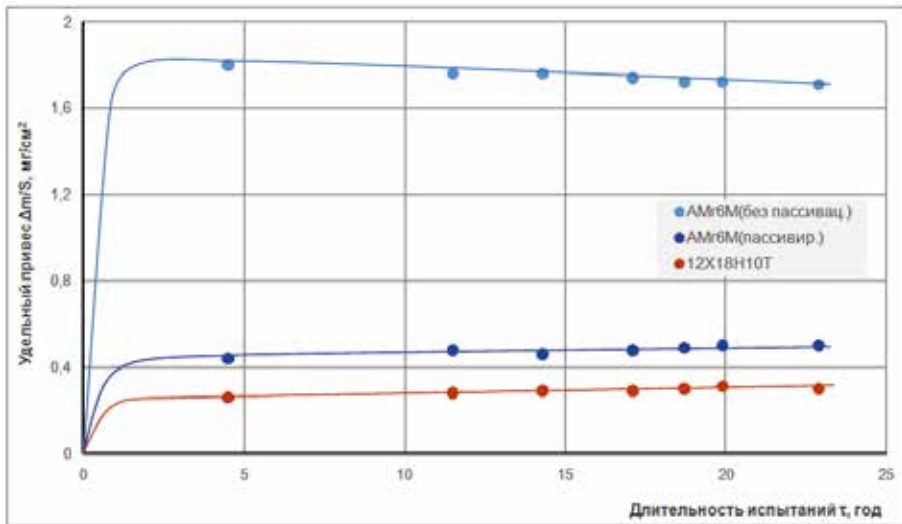


Рисунок 5.8. Кинетика коррозионных привесов у непассивированных (Al,Mg)-образцов (верхняя кривая), пассивированных (Al,Mg)-образцов (средняя кривая) и 12X18H10T-образцов (нижняя кривая)

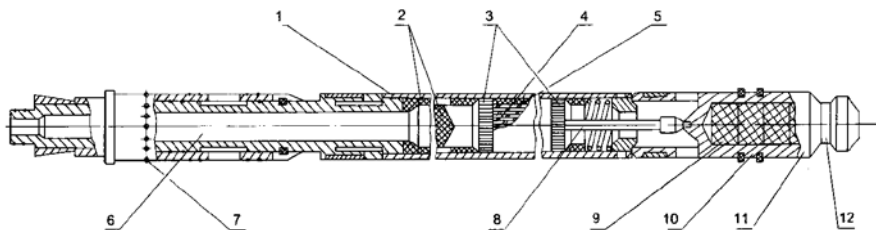
у образцов канала КВК-300. Эти результаты представляют собой дополнительное свидетельство высокой коррозионной стойкости 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов в воде: после испытаний длительностью 15,3 лет показатели K_{Π} у стальных и алюминий-магниевых (пассивированных и непассивированных) образцов составили [15] соответственно примерно 0,0001, 0,0008 и 0,0018 мм/год. Это означает, что значения глубин Π коррозионного разрушения поверхностей у образцов этих трех типов за более чем 15 лет испытаний весьма незначительны: 1,5 мкм у образцов нержавеющей стали, 12 мкм у пассивированных и 28 мкм у непассивированных алюминий-магниевых образцов.

Таким образом, результаты освидетельствований 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов из канала КВК-300 опосредствованным образом указали на вполне удовлетворительное коррозионное состояние стальных и алюминий-магниевых деталей каналов ВОТК. Однако для перепроверки этого результата (путем непосредственного определения коррозионного состояния указанных деталей) в 2004 году была выполнена разделка одного из 30 каналов ВОТК реактора ИВГ.1М.

Состояние деталей в разделанном канале ВОТК №4

Для разделки и последующего обследования его деталей был выбран канал ВОТК №4 из периферийного кольцевого ряда активной зоны реактора. Выбор в качестве объекта исследования конкретного канала ВОТК №4 обусловлен тем, что у этого канала на большинстве пусков обнаруживалось наиболее заметное отклонение гидравлической характеристики от первоначальной (определенной при входном контроле).

Конструктивно каждый канал ВОТК (длиной 4990 мм и массой 60 кг) состоит из пяти легкоразъемных узлов: корпуса, блока биологической защиты, автономной ТВС, головки сверху и хвостовика снизу (рисунок 5.9). Блочная конструкция канала ВОТК позволяет осуществлять быструю замену активного блока ТВС в канале. Корпус канала ВОТК представляет собой цилиндрическую трубу 76×3 мм из алюминий-магниевого сплава АМг5М, в которой с помощью неподвижного и пружинного внутренних торцевых упоров фиксируются автономная ТВС и блок биологической защиты из нержавеющей стали 12Х18Н10Т.



1 - корпус; 2 - биологическая защита; 3 - торцевая решетка; 4 - твэлы; 5 - гильза ТВС; 6 - хвостик; 7 - шариковый замок; 8 - центральный стержень ТВС; 9 - графитовый блок; 10 - пенал; 11 - колпак; 12 - наконечник.

Рисунок 5.9. Конструктивная схема технологического канала ВОТК реактора ИВГ.1М

Автономная ТВС состоит из пакета стержневых твэлов, вставленного в гильзу из сплава АМг6М и уплотненного по периферии стержневыми заполнителями из цирконий-ниобиевого сплава Э110. Пакет зафиксирован в гильзе верхней и нижней торцевыми проницаемыми опорными решетками из сплава АМг6М. Скрепление всех элементов ТВС в единый блок осуществляется с помощью стержня из сплава Э110, установленного по центру пакета и стягивающего ТВС по оси.

При осмотре внешних поверхностей канала через окно радиационно-защитной камеры было установлено отсутствие деформаций, формоизменений, локальных разрушений и иных крупных дефектов у головки, корпуса и хвостовика канала. В дальнейшем была осуществлена разделка канала и поэлементного обследования деталей всех основных частей канала, то есть головки, корпуса, автономной ТВС, блока биологической защиты и хвостовика (полученные в этих обследованиях результаты представлены в [8, 10, 16–21]).

В начале разделки корпус канала был разрезан в поперечном сечении ниже проемов для входа фиксирующих винтов упорной втулки пружины прижима ТВС. После отделения головки от канала (вместе с фрагментом корпуса канала и упорной втулкой пружины) было выполнено определение усилия, необходимого для вертикальной выгрузки ТВС из корпуса канала. Оказалось, что из-за заклинивания ТВС внутри корпуса (о его причинах будет сказано ниже) усилие выгрузки превышает 1,5 кН, хотя усилие установки ТВС при горизонтальной сборке канала перед загруз-

кой в реактор составляло менее 0,22 кН. Поэтому ТВС (вместе с фрагментом корпуса канала) была отрезана от канала.

После этого были проведены вырезки деталей канала, выгрузки этих деталей из канала, их визуальные осмотры и фотографирования вне радиационнозащитной камеры. Полученные при этом результаты представлены ниже в последовательности, повторяющей по возможности последовательность расположения деталей в канале ВОТК в направлении сверху вниз (от головки к хвостовику).

При осмотре деталей головки канала (рисунок 5.10) было установлено вполне удовлетворительное состояние поверхностей всех деталей из стали 12Х18Н10Т, графита ЗОПГ и АМг5М- и АМг6М-сплавов. На АМг6М-конусе пенала головки (рисунок 5.11) и на АМг5М-переходнике головки (рисунок 5.12) присутствовали следы неопасного коррозионного взаимодействия с водой в виде желто-коричневого налета, а на внутренней поверхности АМг6М-пенала – следы взаимодействия с графитом торцевого отражателя в виде светло-серого или белого налета (рисунок 5.13).

Визуальным обследованием сварных швов №1 и №2 головки канала не удалось установить каких-либо видимых различий в их состояниях до и после эксплуатации канала в реакторе (в частности, для шва №1 это можно видеть на рисунке 5.13).

У корпуса канала и деталей, размещенных внутри верхнего участка корпуса канала, состояния были существенно различными.



Рисунок 5.10. Фрагменты головки канала (вырезаны и отсутствуют на снимке фрагменты, содержащие сварные швы №1 и №2 пенала головки)



Рисунок 5.11. Фрагмент конуса пенала головки



Рисунок 5.12. Фрагмент головки канала на участке сочленения с корпусом канала (переходник между головкой и корпусом)



Рисунок 5.13. Фрагменты пенала головки, содержащие шов №1 до (слева) и после (справа) эксплуатации в реакторе

Внешняя поверхность пассивированного АМг5М-корпуса канала на этом участке (рисунок 5.14) не содержала опасных дефектов при практически полном отсутствии коррозионных повреждений. Поверхность верхней упорной 12Х18Н10Т-втулки пружины прижима ТВС (рисунок 5.15) была частично покрыта налетом оранжевого цвета (налет легко снимался при протирке втулки влажной бязевой тканью) и содержала следы легкого ржавления.

У пружины прижима ТВС из стали 60С2Н2А (рисунок 5.16) полностью отсутствовало защитное кадмиевое покрытие, а поверхность была покрыта слоем ржавчины (толщина слоя визуально воспринималась как очень большая).



Рисунок 5.14. Корпус канала в месте расположения пружины прижима ТВС



Рисунок 5.15. Верхняя упорная 12Х18Н10Т-втулка пружины прижима ТВС внутри фрагмента АМг5М-корпуса канала в месте его очленения с головкой канала

На внутренней поверхности корпуса канала в месте расположения пружины прижима ТВС имелись темные следы на участках механического контакта с пружиной (рисунки 5.17), присутствовал также яркий желто-коричневый налет, который почти полностью снимался при протирке.

На внешних поверхностях нижних упорных 12Х18Н10Т-втулок пружины прижима ТВС (рисунки 5.18) оранжевый налет присутствовал только у втулки, контактирующей с пружиной, причем при снятии этого налета протиркой обнаруживались следы незначительного ржавления втулки.



Рисунок 5.16. Пружина прижима ТВС после 14-летней эксплуатации в канале ВОТК



Рисунок 5.17. Внутренняя поверхность корпуса канала в месте расположения пружины



Рисунок 5.18. Нижние упорные втулки пружины прижима ТВС

Таким образом, у рассматриваемого верхнего участка канала значительное коррозионное повреждение визуально фиксировалось только у пружины. Для выяснения степени опасности этого повреждения была проведена оценка толщины коррозионного слоя на пружине и определение изменения жесткости пружины. При удалении коррозионного слоя с двух участков пружины установлено, что толщина этого слоя небольшая – менее 50 мкм.

При определении изменения жесткости пружины были измерены коэффициенты жесткости $K_{ж}$ у пружины из разделанного канала и у трех исходных пружин. Измерения показали (таблица 5.2), что жесткость пружины снизилась с 6,3 до 5,3 Н/мм, то есть только на 16 % (результат свидетельствовал о сохранении работоспособности пружины).

Таблица 5.2. Характеристики жесткости пружины до и после эксплуатации в реакторе

Осевая нагрузка на пружину Р, Н	Деформация пружины Δh , мм			
	до эксплуатации			после эксплуатации
0	0	0	0	0
91,2	15	15	14	17
182,4	29	30	28	36
273,6	43	45	44	51
364,8	57	58	58	69

У деталей и фрагментов деталей канала на участке расположения ТВС состояние также было существенно различным. На внешней поверхности корпуса канала опасные дефекты отсутствовали, а коррозионные изменения были незначительными.

На внутренней поверхности АМг5М-корпуса канала и внешней поверхности АМг6М-гильзы ТВС остались следы их плотного коррозионного сцепления (рисунк 5.19), не позволившего провести вертикальную выгрузку ТВС из канала.



Рисунок 5.19. Внутренняя поверхность фрагмента корпуса канала в месте расположения ТВС (вверху) и внешняя поверхность фрагмента втулки ТВС (внизу)

На внутренней поверхности гильзы ТВС отмечалось в основном только наличие на слабом желто-коричневом фоне продольных темных строчек в местах контакта с цирконий-ниобиевыми поверхностями твэлов и периферийных заполнителей.

Все поверхности обеих проницаемых опорных АМг6М-решеток ТВС (рисунки 5.20 и 5.21) содержали следы взаимодействия с водой в виде желто-коричневого налета, а на входных поверхностях обеих решеток (рисунок 5.20) присутствовали, кроме того, легко снимаемые при протирке слои мелкодисперсного порошка ржавчины, смытого с поверхности пружины прижима ТВС.

Важно отметить, что интенсивность осаждения порошка ржавчины на входной поверхности верхней решетки была значительно более высоким, чем на входной поверхности нижней решетки, а у всех деталей канала ниже ТВС (ниже нижней опорной решетки ТВС) осаждения порошка ржавчины отсутствовали полностью.

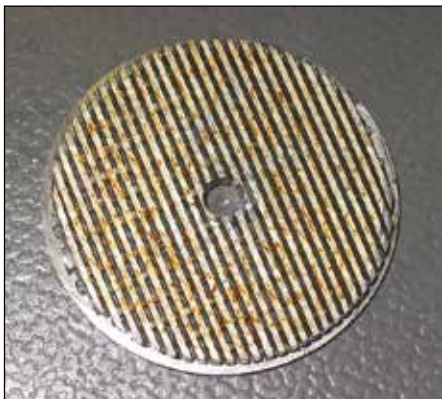


а)



б)

Рисунок 5.20. Входные поверхности верхней (а) и нижней (б) проницаемых решеток ТВС



а)



б)

Рисунок 5.21. Выходные поверхности верхней (а) и нижней (б) проницаемых решеток ТВС

Что касается цирконий-ниобиевых поверхностей таких деталей ТВС, как твэлы, уплотнительные вкладыши и центральный стержень с трубкой, шайбой и опорной гайкой, то видимых следов коррозионных повреждений эти поверхности не имели (рисунок 5.22). В частности, (Zr,Nb)-поверхности облученных и исходных твэлов выглядели и визуально, и на фотоснимках (см. рисунок 5.23) совершенно одинаковыми.

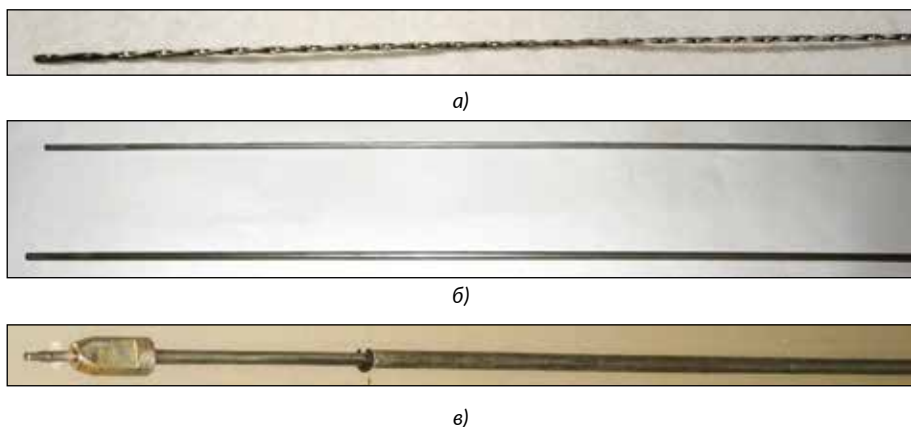


Рисунок 5.22. Витой стержневой твэл (а), периферийные уплотнительные вкладыши двух типов (б) и центральный стержень ТВС с трубкой, шайбой и опорной гайкой (в)



Рисунок 5.23. Твэлы до (вверху) и после (внизу) 14-летних испытаний в канале ВОТК №4

Состояние деталей канала в области расположения блока биологической защиты было близким к исходному состоянию. У корпуса канала каких-либо опасных механических и коррозионных повреждений не замечено. Наружная и внутренняя поверхности толстостенной 12X18Н10Т-втулки и поверхности 12X18Н10Т-пробки биологической защиты оказались практически без следов коррозионных повреждений (рисунок 5.24).

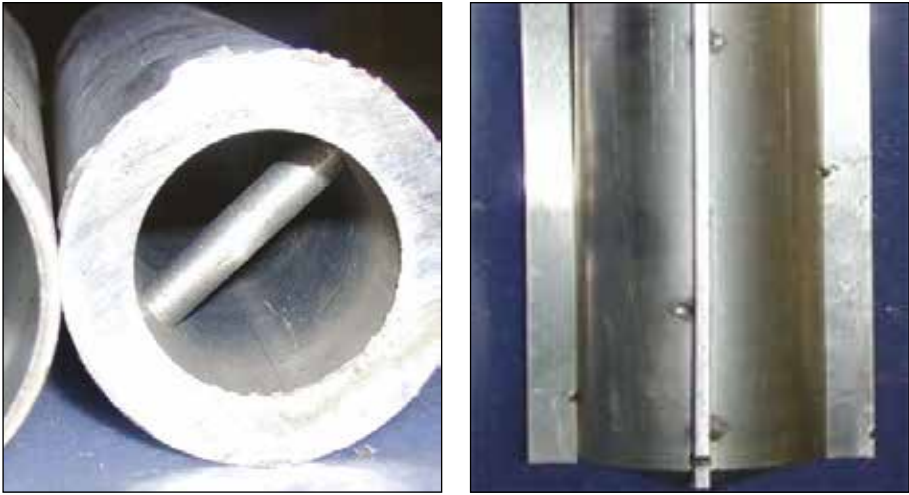


Рисунок 5.24. Фрагменты втулки (слева) и пробки (справа) блока биологической защиты

Состояние деталей в нижней части канала было вполне удовлетворительное, если не считать того, что на участке сочленения корпуса канала с хвостовиком присутствовали отдельные крупные коррозионные пятна серого цвета (рисунок 5.25). Поэтому хвостовик был отстыкован от канала, а темные пятна на корпусе канала обработаны абразивной бумагой. После легкой шлифовки выяснилось, что глубина коррозионного повреждения поверхности корпуса в области пятен пренебрежимо мала (рисунок 5.26).



Рисунок 5.25. Нижняя часть корпуса канала в месте сочленения с хвостовиком

Наружная поверхность отстыкованного 12X18H10T-хвостовика канала не содержала видимых следов коррозионного повреждения (рисунок 5.27).

Ресурсная работоспособность каналов ВОТК

Ресурсная работоспособность каналов ВОТК определяется, прежде всего, коррозионной и радиационной стойкостью материалов, из кото-



Рисунок 5.26. Нижняя часть канала после отстыковки хвостовика и абразивной обработки пятен



Рисунок 5.27. Отстыкованный хвостовик канала ВОТК №4

рых изготовлены детали каналов. Причем коррозионная стойкость является определяющим фактором [22, 23], поскольку радиационная стойкость всех материалов каналов ВОТК в конкретных условиях эксплуатации в реакторе ИВГ.1М не вызывает особых сомнений.

Относительно коррозионной стойкости материалов каналов ВОТК известно следующее. Из результатов, полученных при разделке канала ВОТК №4, и результатов освидетельствования образцов-свидетелей в канале КВК-300 следует, что коррозия открытых поверхностей у всех деталей незначительна, а некоторые опасения вызывает только контактная коррозия (коррозия в местах механических контактов разнородных материалов) и щелевая коррозия. Контактная коррозия в местах соприкосновения стальных и пассивированных (Al,Mg)-деталей канала ВОТК №4 практически полностью отсутствовала, отсутствовала она и при контакте стальных и пассивированных алюминий-магниевых образцов-свидетелей в канале КВК-300; именно поэтому на *рисунке 5.8* коррозионные привесы у пассивированных (Al,Mg)-образцов, контактирующих и не контактирующих со стальными образцами, представлены в форме одной общей кривой.

Щелевая коррозия в зазорах между (Al,Mg)-детальями канала ВОТК №4 отсутствовала везде кроме кольцевого зазора (толщиной 1-2 мм и высотой 600 мм) между гильзой ТВС и корпусом канала, где она привела к коррозионному зарастанию этого зазора и заклиниванию ТВС в корпусе канала. Причины проявления щелевой коррозии были объяснены на-

личием пружины прижима ТВС, расположенной в канале выше кольцевого зазора. Эта пружина, изготовленная из высокоуглеродистой стали 60С2Н2А и защищенная кадмиевым покрытием толщиной около 12 мкм, не должна была взаимодействовать с водой в условиях эксплуатации в каналах ВОТК. Однако в действительности на пружине канала ВОТК №4 вместо покрытия присутствовал слой ржавчины.

По-видимому, смываемые потоком воды частицы ржавчины как раз и явились своеобразными затравками для инициации процессов коррозионного зарастания зазора кольцевого зазора между гильзой ТВС и корпусом канала.

При рассмотрении влияния коррозии деталей каналов ВОТК на их ресурсную работоспособность выясняется, что самым опасным является коррозионное уменьшение во времени проходного сечения для охлаждающей воды, так как уменьшение этого сечения (повышение гидравлического сопротивления в канале) может привести к опасному перегреву твэлов (и других деталей канала), чреватому выходом из строя самого канала.

Влияние таких видов коррозии, как коррозия на открытых поверхностях и контактная коррозия, на повышение гидравлического сопротивления в каналах ВОТК, как уже выяснено на примере канала ВОТК №4, не может быть большим. Более заметным должно быть влияние щелевой коррозии, как это можно показать на примере такой коррозии в канале ВОТК №4 путем сравнения общей площади проходного сечения тракта охлаждения канала и площади проходного сечения в кольцевом зазоре толщиной 0,1-0,2 мм между гильзой ТВС и корпусом канала.

Для оценки величины возрастания гидравлического сопротивления в канале при полной непроходимости воды через рассматриваемый кольцевой зазор (на рисунке 5.28 кольцевой зазор X обозначен затемнением) был проведен расчет общей площади проходного сечения канала Π_{Σ} в области местоположения ТВС, а также максимально возможной (то есть

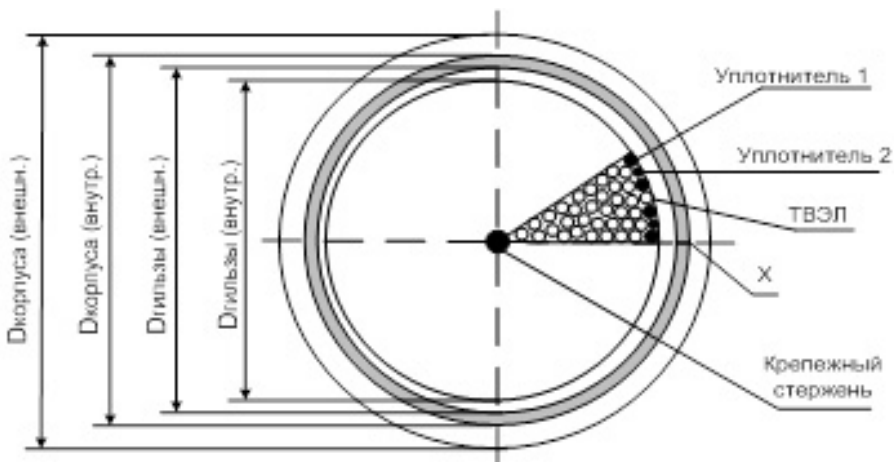


Рисунок 5.28. Схема сечения канала ВОТК в месте расположения ТВС

при толщине зазора 0,2 мм) площади проходного сечения $P_{кз}$ в кольцевом зазоре между гильзой ТВС и корпусом канала.

Расчеты показали, что максимально возможная площадь $P_{кз}$ составляет всего лишь 2,6 % от площади $P_{с}$. Невысокое значение уменьшения площади проходного сечения в канале даже при полной непроходимости в зазоре указало на то, что коррозионное зарастание зазора не может сказаться заметным образом на изменениях гидравлических характеристик каналов ВОТК, а следовательно, и на их ресурсной работоспособности.

Таким образом, из полученного можно сделать заключение о возможности дальнейшей длительной эксплуатации технологических каналов ВОТК в реакторе ИВГ.1М даже в предположении о том, что у всех каналов будет такое же сильное, как у канала ВОТК №4, коррозионное повреждение пружины с полным коррозионным зарастанием зазора между гильзой ТВС и корпусом канала.

Предположение о сильной деградации всех пружин маловероятно. Скорее всего, канал ВОТК №4 был единственным среди 30 каналов, в котором оказалась пружина с дефектным покрытием (именно поэтому у этого канала на реакторных пусках фиксировалось наиболее заметное отклонение гидравлической характеристики от первоначальной измеренной, за что он и был выбран в качестве объекта исследований). Дополнительным подтверждением сказанному могут служить результаты



коррозионных испытаний трех исходных пружин в воде, взятой из водяного контура реактора ИВГ.1М. После испытаний в течение 100 часов при температуре воды около 75 °С у всех пружин наблюдалось лишь изменение цвета поверхности: исходный желто-золотистый цвет сменился на темно-серый (рисунок 5.29).

Рисунок 5.29. Состояние пружины до (вверху) и после (внизу) 100-часовых испытаний

5.1.2 Радиационная стойкость материалов реактора ИВГ.1М

Радиационная стойкость конструкционных материалов

Уровень радиационных повреждений конструкционных материалов в исследовательских реакторах обычно весьма невысок в связи с приобретением ими относительно невысоких флюенсов быстрых нейтронов. Тем не менее, радиационные повреждения деталей из конструкционных материалов в центральной сборке реактора ИВГ.1М могут приводить к снижению пластичности, что в предельном случае опасно с точки зрения возможности их хрупкого разрушения.

В связи с этим для оценки влияния реакторного облучения на физико-механические свойства конструкционных материалов реактора ИВГ.1М

были проведены исследования по определению радиационных изменений прочности и пластичности Ве-, (Zr,Nb)-, 08X18H10T- и (Al,Mg)-образцов.

При механических испытаниях партий из 50 исходных и 50 облученных длинных полуцилиндрических Ве-образцов изгибом (измерялся предел прочности $\sigma_{\text{изг}}$ и предел текучести ($\sigma_{0,2}$)_{изг}) было получено [4, 6, 7, 17] почти полное отсутствие изменений прочности и пластичности бериллия после облучения до флюенса порядка $1,5 \times 10^{19}$ б.н./см²: прочность $\sigma_{\text{изг}}$ возросла с (920 ± 20) МПа до (960 ± 50) МПа, а условный предел текучести ($\sigma_{0,2}$)_{изг} повысился с (600 ± 30) МПа до (620 ± 20) МПа. Испытания были проведены в устройстве, реализующем дискретное нагружение образца трехточечным изгибом с фиксацией прогиба образца пьезоэлектрическим датчиком индукционного типа. Такой же результат был получен и при испытаниях длинных цилиндрических Ве-образцов изгибом в разрывной машине Р-5 (где предел прочности $\sigma_{\text{изг}}$ и прогиб f измерялись отдельно для бестекстурных и текстурированных образцов): предел прочности $\sigma_{\text{изг}}$ у бестекстурных образцов до и после облучения флюенса быстрых нейтронов порядка $2,7 \times 10^{19}$ см⁻² составил, соответственно, (940 ± 60) МПа и (940 ± 70) МПа, а прогиб f снизился с $(1,9 \pm 0,5)$ мм до $(1,7 \pm 0,6)$ мм; предел прочности $\sigma_{\text{изг}}$ у бестекстурных образцов повысился с (480 ± 30) МПа до (490 ± 40) МПа, а прогиб f снизился с $(0,55 \pm 0,03)$ мм до $(0,52 \pm 0,04)$ мм. Слабые радиационные изменения характеристик прочности и пластичности Ве-образцов убедительным образом свидетельствовали о высокой радиационной стойкости бериллиевых деталей реактора ИВГ.1М.

В связи с отсутствием достаточного количества (Zr,Nb)-образцов для определения радиационных изменений их прочности и пластичности оценка радиационной стойкости этих образцов была проведена измерениями микротвердости H_v у трех исходных и трех облученных образцов. Была получена следующая оценка радиационной стойкости (Zr,Nb)-образцов при облучении до флюенса порядка 3×10^{19} б.н./см²: микротвердость H_v образцов повысилась с $(2,01 \pm 0,04)$ ГПа до $(2,06 \pm 0,06)$ ГПа. Слабые радиационные изменения микротвердости (указывающие на некоторое повышение прочности и снижение пластичности) говорят о высокой радиационной стойкости деталей из цирконий-ниобиевого сплава в реакторе ИВГ.1М.

Из-за отсутствия достаточного количества 08X18H10T-образцов для определения радиационных изменений их прочности и пластичности определение характеристик радиационной стойкости материала такой стали было проведено на экспериментальной установке КОРИНА [24] с использованием микрообразцов, вырезанных из исходного и облученного 08X18H10T-образцов. В качестве облученного 08X18H10T-образца был выбран образец с флюенсом $\sim 4 \times 10^{18}$ б.н./см², что вчетверо выше флюенса ($\sim 1 \times 10^{18}$ б.н./см²) у 08X18H10T-корпуса реактора ИВГ.1М на высоте центра активной зоны. Испытания выполнялись путем нагружения микрообразцов одноосным растяжением при температуре 400 °С со скоростью деформирования 4 мм/мин.

Установлено [25], что реакторное облучение до флюенса порядка 4×10^{18} б.н./см² вызывает у аустенитной стали 08X18H10T лишь некоторое повышение прочности и снижение пластичности: предел прочности

микрообразцов $\sigma_{\text{в}}$ увеличился с 450 до 519 МПа, а условный предел текучести $\sigma_{0,2}$ – со 170 до 335 МПа. С учетом указанной разницы в флюенсах у 08X18H10Т-корпуса реактора и у 08X18H10Т-образца полученный результат означает, что материал корпуса реактора достигнет таких же радиационных изменений, как у образца, только после продолжения эксплуатации реактора ИВГ.1М с прежней интенсивностью в течение примерно 150 лет.

Для оценки радиационных изменений у (Al,Mg)-материалов каналов ВОТК реактора ИВГ.1М из корпуса разделанного канала ВОТК №4 и корпуса исходного канала были вырезаны образцы для рентгеновской дефектоскопии сварного шва и образцы для прочностных испытаний и материаловедческих исследований. Рентгеновская просвечивающая дефектоскопия шва не выявила наличия в них опасных дефектов ни до, ни после эксплуатации в реакторе. Прочность (Al,Mg)-материала облученного шва (как показано на рисунке 5.30, образцы разрушались именно по шву) не изменилась: средние значения предела прочности при растяжении $\sigma_{\text{в}}$ до и после облучения составили соответственно 203 и 201 МПа. Пластичность материала шва также не изменилась: относительные удлинения δ до и после облучения составили соответственно 1,72 и 1,69 %.

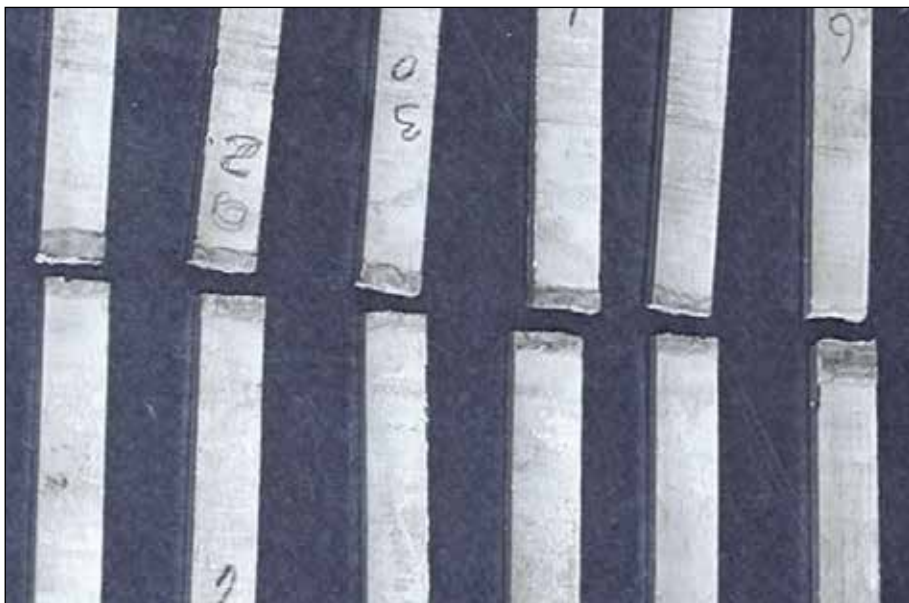


Рисунок 5.30. Образцы, вырезанные из корпуса канала ВОТК №4 и испытанные на прочность

Что касается материаловедческих исследований образцов из (Al,Mg)-материалов, то рентгенографически были измерены такие чувствительные к наличию радиационных дефектов характеристики материала, как период решетки a_0 , высота фоны H_{ϕ} вблизи линии (511), интенсивность линии I_{511} и ее полуширина B_{511} . Оказалось, что облучение АМг5М-материала

до флюенса быстрых нейтронов порядка 10^{19} см⁻² при температуре до 90 °С не приводит к заметному накоплению в нем радиационных дефектов (см. таблицу 5.3). В частности, радиационное увеличение a_0 на 0,002 % означает, что набухание таких деталей составляет всего лишь 0,006 %. Небольшие изменения рентгенографически измеренных характеристик хорошо коррелировали с отсутствием изменений микротвердости материала (а также с указанным выше отсутствием изменений прочности и пластичности материала в сварном шве корпуса канала) и свидетельствовали о высокой радиационной стойкости используемых в каналах ВОТК (Al,Mg)-материалов.

Таблица 5.3. Радиационные изменения характеристик образцов из сплава АМг5М

Измеряемая характеристика X	Исх. сост.	Обл. сост.	$\Delta X/X, \%$
Период решетки a_0 , нм	0,40724	0,40725	0,002
Интегральная интенсивность линии I, отн. ед.	6077	5631	-7,5
Интегральная полуширина линии B, угл. град.	1,86	2,03	9,1
Интегральная высота фона H_{ϕ} , отн. ед.	49,0	50,2	2,0
Микротвердость H_V , ГПа	0,9	0,9	0

Радиационная стойкость топливных материалов

Радиационные повреждения материалов твэлов могут приводить к их радиационному набуханию, что опасно с точки зрения увеличения гидравлического сопротивления тракта охлаждения ТВС. Поэтому после разделки канала ВОТК №4 были исследованы состояния материалов образцов, вырезанных из его твэлов [7, 16, 17, 20, 21]. Для этих целей были использованы шесть облученных твэлов из канала ВОТК №4 и шесть исходных твэлов. От всех твэлов были отрезаны короткие торцевые фрагменты (для изучения состояния никелевых защитных торцевых покрытий) и короткие срединные образцы (для изучения микроструктуры и определения микротвердости), а оставшиеся части твэлов были разрезаны на фрагменты длиной 60-65 мм (для измерения электросопротивления и плотности).

В ходе металлографических исследований установлено, что исходная (заданная технологией изготовления) сплошность механического и диффузионного сцепления (Zr,Nb)-оболочки с топливным (Zr,Nb,U)-сердечником у облученных твэлов сохраняется полностью. Исходная сплошность диффузионного сцепления никелевого защитного покрытия с торцом топливного сердечника (и с торцом оболочки) у них также сохраняется полностью.

При измерении плотности и удельного электросопротивления твэлов установлено, что реакторное облучение привело к их очень слабому радиационному повреждению: плотность материала твэлов сохранилась на исходном уровне, значения микротвердости и (Zr,Nb)-материала оболочки, и (Zr,Nb,U)-материала сердечника также остались на исходном

уровне, а самая чувствительная к дефектам структуры характеристика материала – электросопротивление – увеличивается только на 1,3 % (см. таблицу 5.4).

Таблица 5.4. Радиационные изменения характеристик твэлов из центральных зон ТВС

Обозначение характеристики твэла X	Исх. сост.	Обл. сост.	$\Delta X/X, \%$
Плотность γ , г/см ³	6,613	6,611	~0
Удельное электросопротивление ρ , мкОм·см	52,7	53,4	1,3
Микротвердость оболочки HV, ГПа	1,6	1,5	~0
Микротвердость сердечника HV, ГПа	1,8	1,8	0

Отсутствие изменений плотности твэлов означает отсутствие их радиационного распухания, что является важным положительным моментом: во-первых, это указывает на то, что эти твэлы обладают высокой радиационной стойкостью, а во-вторых, на то, что они не вносят свой вклад в повышение гидравлического сопротивления каналов ВОТК.

5.1.3 Коррозионная стойкость материалов реактора ИГР

Освидетельствование состояния реактора ИГР

Импульсный графитовый реактор ИГР, эксплуатирующийся с 1961 года, конструктивно представляет собой (рисунк 5.31) кладку графитовых блоков, облаченную в цилиндрический герметичный корпус (кожух) из конструкционной углеродистой качественной стали марки 20К. Кожух заполнен гелием и вставлен в цилиндрический бак из стали обычного качества марки Ст.4. Бак заполнен водопроводной водой, находящейся при комнатной температуре как в межпусковые, так и в пусковые периоды.

Для обеспечения требований по безопасной эксплуатации исследовательских реакторов на реакторе ИГР периодически проводились технические освидетельствования состояния его основных систем и элементов. В этих освидетельствованиях, проведенных девять раз и выполненных с различной степенью полноты, устанавливалась возможность (или невозможность) систем и элементов реактора к дальнейшей эксплуатации. В связи с этим в настоящей разделе представлены собранные и проанализированные результаты освидетельствований коррозионного состояния одного из основных элементов исследовательского реактора ИГР – его стального корпуса. Приведены также результаты выполненных в 2012-2013 годах коррозионных испытаний образцов-свидетелей материала корпуса реактора.

Освидетельствования коррозионного состояния корпуса реактора ИГР были выполнены в шести его технических освидетельствованиях в 1980, 1989, 2001, 2003, 2007 и 2010 годах. Освидетельствования коррозионной деградации корпуса реактора заключались в визуальном обследовании внешней поверхности обечайки корпуса (просушенной по-

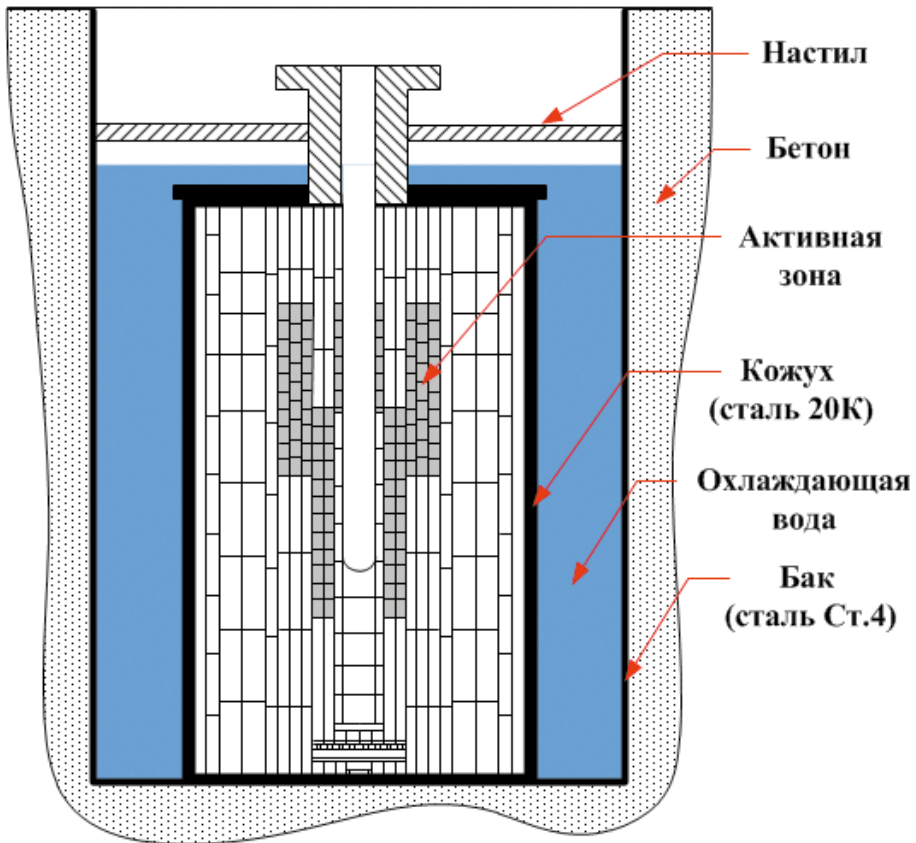


Рисунок 5.31. Схема исследовательского реактора ИГР

сле удаления охлаждающей воды из бака реактора) и в ультразвуковом измерении толщины этой обечайки. В ходе освидетельствований было зафиксировано наличие общей неравномерной [26] коррозии корпуса реактора. На фоне общей коррозии были выявлены также эффекты повреждений от язвенной коррозии в форме каверн с различными размерами и глубинами.

Измерения толщины обечайки корпуса $H_{кор}$ осуществлялись толщиномерами различного типа: в 1980 году использовался прибор КВАРЦ-6 (погрешность измерений составляла $\pm 0,3$ мм), в 1989 году – прибор УТ93П (погрешность измерений $\pm 0,1$ мм), а в 2001, 2003, 2007 и 2010 годах – прибор А1209 (погрешность измерений $\pm 0,05$ мм). Выполнение замеров $H_{кор}$ проводилось на участках поверхности, очищенных от продуктов коррозии. На *рисунке 5.32* представлен один из таких подготовленных участков.

На этом рисунке можно видеть, что тип коррозии материала кожуха действительно подпадает под определение общей неравномерной, пере-

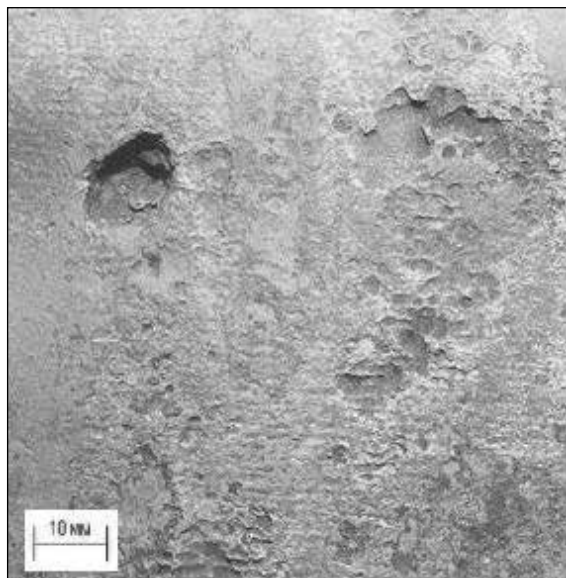


Рисунок 5.32. Участок поверхности корпуса реактора в окрестности выбранной точки замера

ходящей в отдельных местах в язвенную (слева сверху хорошо видна глубокая каверна язвенной коррозии). Наличие неравномерной коррозии у корпуса реактора означает наличие значительных разбросов результатов измерений толщины $H_{кор}$. То есть для получения надежного среднего значения толщины обечайки необходимо проводить замеры $H_{кор}$ на очень большом количестве различных участков. В реальности количество участков контроля, выбранных в первых четырех освидетельствованиях, было небольшим – от пяти до восьми (см. *таблицу 5.5*).

В 2004 году комиссия по освидетельствованию реактора ИГР, в которую входили представители Главного конструктора и Научного руководителя реактора, после рассмотрения имеющихся результатов освидетельствований корпуса реактора настоятельно порекомендовала необходимость увеличения количества участков измерений толщины обечайки корпуса, а также необходимость организации работ по изучению коррозии образцов-свидетелей материала корпуса реактора. В связи с этим в 2005 году в ИАЭ НЯЦ РК был разработан план реализации рекомендаций комиссии, по которому, в частности, количество участков измерений толщины обечайки корпуса в 2007 и 2010 годах было увеличено соответственно до двенадцати и тринадцати (*таблица 5.5*).

Кроме измерений толщин обечаек (необходимых для оценки средней величины утонения обечайки корпуса $\Pi_{кор}$ под воздействием общей неравномерной коррозии), измерялись также глубины язвенных каверн в обечайке корпуса (необходимые для оценки опасного утонения обечайки ($\Pi_{кор,лок}$) в локальных ее участках). В 1980 году были зафиксиро-

ваны каверны глубиной до 3,0 мм, в 1989 году – до 4,0 мм, в 2003 году – до 4,9 мм, в 2007 году – до 5,3 мм, а в 2010 году – до 5,4 мм (измерения выполнялись штангенциркулем ШЦ1-150 с погрешностью $\pm 0,1$ мм).

Таблица 5.5. Результаты измерений толщины обечайки корпуса реактора

Номер участка замера	1980 г., $\tau_{\text{экс}} = 19$ лет	1989 г., $\tau_{\text{экс}} = 28,3$ года	2001 г., $\tau_{\text{экс}} = 39,6$ года	2003 г., $\tau_{\text{экс}} = 41,6$ года	2007 г., $\tau_{\text{экс}} = 46$ лет	2010 г., $\tau_{\text{экс}} = 49$ лет
	Толщина обечайки корпуса $H_{\text{кор}}$, мм					
1	19,2	20,4	18,5	19,9	19,8	19,8
2	19,2	20,5	20,2	20,0	19,5	19,5
3	–	18,0	19,4	19,6	18,9	18,9
4	19,2	20,7	19,5	19,6	19,1	19,1
5	19,0	20,5	19,6	19,8	19,2	19,2
6	19,7	20,1	–	19,5	19,4	19,1
7	–	–	–	19,6	19,6	19,4
8	–	–	–	19,7	19,7	19,5
9	–	–	–	–	19,8	19,7
10	–	–	–	–	19,7	19,6
11	–	–	–	–	19,6	19,5
12	–	–	–	–	19,8	19,7
13	–	–	–	–	–	19,6

Анализ результатов освидетельствований

При анализе представленных результатов освидетельствований корпуса реактора был обнаружен существенный недостаток в проведенных работах, который негативно повлиял на качество самих результатов: в 1961 году не были выполнены измерения исходной толщины обечайки корпуса ($H_{\text{кор}0}$), а первые результаты измерения исходной толщины обечайки $H_{\text{кор}}$ были получены только после 19 лет эксплуатации реактора. Поэтому при построении кривой $\Pi_{\text{кор}} = f(\tau_{\text{экс}})$, то есть зависимости коррозионного утонения обечайки корпуса $\Pi_{\text{кор}} = (H_{\text{кор}0} - H_{\text{кор}})$ от длительности эксплуатации реактора $\tau_{\text{экс}}$, за исходную толщину обечайки ($H_{\text{кор}0}$) пришлось условно принять величину, выбранную равной 20 мм.

Условность выбора этой исходной точки привела к тому, что (см. нижнюю кривую на рисунке 5.33) надежность построения начального (длительностью примерно 20 лет) участка кривой $\Pi_{\text{кор}} = f(\tau_{\text{экс}})$ оказалась невысокой. По той же причине невысокими оказались и надежность вычисления погрешностей определения $\Pi_{\text{кор}}$ в каждом из шести освидетельствований (формально вычисленные погрешности определения $\Pi_{\text{кор}}$ в освидетельствованиях 1980, 1986, 2001, 2003, 2007 и 2010 годов состав-

вили $\pm 0,3$ мм, $\pm 1,1$ мм, $\pm 0,8$ мм, $\pm 0,1$ мм, $\pm 0,2$ мм и $\pm 0,2$ мм соответственно), и надежность вычисления глубинного показателя коррозии K_{Π} материала обечайки корпуса реактора (формально вычисленный показатель K_{Π} составил примерно 10 мкм/год).

Верхней кривой на рисунке 5.33 представлена зависимость коррозионного утонения обечайки корпуса в области язвенных каверн $(\Pi_{кор})_{лок} = f(\tau_{экс})$. Надежность построения этой кривой значительно выше, чем у нижней кривой, так как локальное утонение обечайки в области каверны $(\Pi_{кор})_{лок}$ – это глубина каверны. Поскольку величина локального утонения $(\Pi_{кор})_{лок}$ значительно больше величины утонения $\Pi_{кор}$, то именно локальное утонение является основной характеристикой коррозионной деградации материала обечайки корпуса, ведущей к снижению ее остаточной прочности.

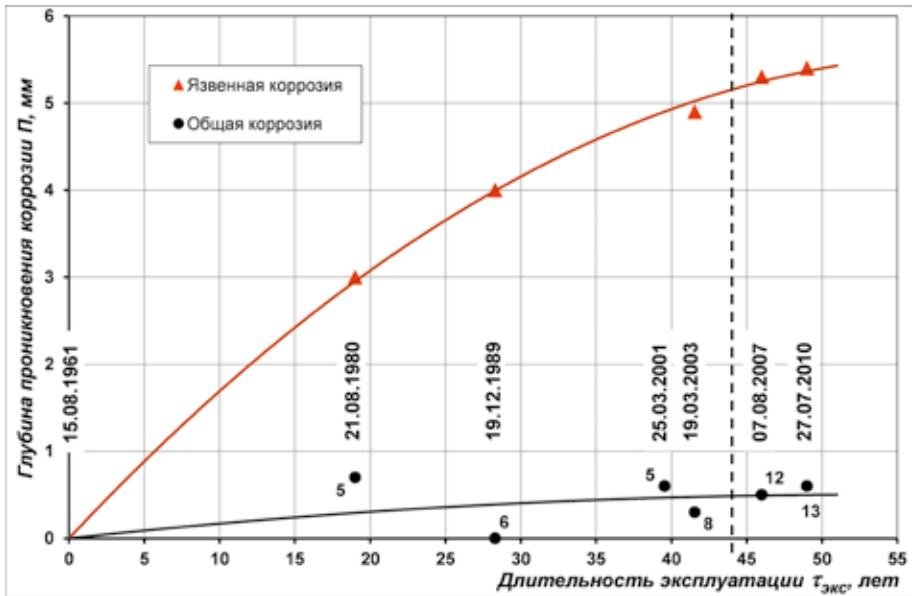


Рисунок 5.33. Коррозионное утонение обечайки корпуса реактора в процессе ее эксплуатации (цифрами возле точек обозначено количество участков контроля толщины обечайки)

Вид построенной кривой $(\Pi_{кор})_{лок} = f(\tau_{экс})$ позволяет сделать заключение, что полученный результат (непрерывное нарастание глубины проникновения язвенной коррозии в обечайку корпуса) нельзя считать чрезмерно опасным: во-первых, глубина локального коррозионного разрушения обечайки корпуса реактора, равная 5,4 мм, достигнута за очень длительный (почти пятидесятилетний) период эксплуатации реактора, а во-вторых, что еще более важно, нарастание глубины язвенной коррозии идет с явным затуханием, которое становится особенно заметным в последнее десятилетие.

Таким образом, из выполненного в 2013 году анализа результатов освидетельствований корпуса реактора ИГР следовало, что его коррозионное состояние не вызывает особых тревог. А в 2004 году, когда еще отсутствовали важные результаты будущих освидетельствований корпуса реактора 2007 и 2010 годов и не было проведенного анализа результатов освидетельствований с построенными зависимостями утонений обечайки корпуса $\Pi_{\text{кор}}$ и $(\Pi_{\text{кор}})_{\text{лок}}$, у комиссии по техническому освидетельствованию реактора возникли вполне определенные тревоги, в связи с чем появились ее рекомендации об увеличении количества участков контроля обечайки корпуса и об организации контроля коррозионного состояния материала корпуса реактора по образцам-свидетелям. Поэтому в ИАЭ НЯЦ РК с 2005 года (этот момент отмечен на *рисунке 5.33* вертикальным пунктиром) в целях реализации рекомендаций комиссии были начаты работы по организации коррозионных испытаний образцов-свидетелей.

Коррозионные испытания образцов-свидетелей

Размещение (подвешивание) образцов-свидетелей в баке реактора было организовано на четырех глубинах (уровнях) водного бассейна, одинаковых для каждой из четырех точек подвеса. Такая схема позволяла устанавливать на испытания 96 образцов, так как в каждой точке подвеса на трапециях подвеса закрепилось по 6 образцов-свидетелей. В 2006 году были начаты пробные испытания стальных образцов по измерению показателя коррозионного изменения массы K_M [13]. Испытания выявили ряд методических недостатков, что заставило отказаться от измерений показателя K_M и перейти к измерениям глубинного показателя K_D . Для испытаний в 2008 году была изготовлена партия образцов-свидетелей из стали марки 20К. Однако из-за неудовлетворительного качества обработки поверхностного слоя образцов, вырезанных из трубы $\varnothing 89 \times 4,5$ мм, все они были забракованы и в запланированных на 2009 и 2010 годы испытаниях участия не приняли.

В 2011 году для изготовления новой партии образцов-свидетелей (в форме изогнутых пластин с размерами примерно $2 \times 20 \times 50$ мм) была использована труба $\varnothing 130 \times 2,5$ мм из стали марки Ст.20 (предполагалось, что коррозионные характеристики у стали марки Ст.20 близки к таковым у стали марки 20К, так как эти стали почти совпадают по химическому составу и обладают схожими физико-механическими свойствами).

Испытания образцов-свидетелей были начаты в феврале 2012 года. Периодичность выгрузок партий образцов в количестве 16 или 8 штук для определения их коррозионных утонений $\Pi_{\text{обр}}$ равнялась трем месяцам. С поверхностей выгружаемых образцов полностью удалялись продукты коррозии с помощью кислотного травителя «Целлогель» (гарантирующего отсутствие перетравов [14]), после чего проводились измерения масс у стравленных образцов $M_{\text{стр}}$ и вычисления утонений $\Pi_{\text{обр}}$. В качестве примера на *рисунке 5.34* показан характерный внешний вид образца-свидетеля на разных стадиях испытаний (здесь можно видеть, что у образца-свидетеля имеет место такая же общая неравномерная коррозия, как и у обечайки корпуса реактора).



Рисунок 5.34. Образец-свидетель в исходном состоянии (а), после коррозионных испытаний (б) длительностью 420 суток и после стравливания поврежденного коррозией слоя (в)

Для определения коррозионного утонения образцов-свидетелей материала корпуса реактора $\Pi_{обр}$ было использовано то обстоятельство, что утонение $\Pi_{обр}$ – это толщина того поверхностного слоя образца, который был разрушен («съеден») коррозией за время испытаний $\tau_{исп}$, поэтому его можно вычислить [13, 14] по формуле $\Pi_{обр} = (M_o - M_{стр})/S\gamma$, где S – площадь поверхности образца, а γ – плотность стали. Из сказанного становится ясной суть проводимых коррозионных испытаний: в целях повышения надежности определения характера и степени коррозионной деградации корпуса реактора необходимо построить кривую утонения образцов-свидетелей $\Pi_{обр} = f(\tau_{исп})$ и сопоставить ее с кривой утонения обечайки корпуса реактора $\Pi_{кор} = f(\tau_{экс})$.

Результаты определения средних значений $\Pi_{обр}$ у образцов-свидетелей первых семи выгрузок представлены на *рисунке 5.35* (обозначенные здесь погрешности измерений, как и ранее указанные погрешности измерений утонений $\Pi_{кор}$, – это среднеквадратические погрешности среднего при 95-процентной доверительной вероятности). Можно видеть, что в 670-суточных испытаниях образцов-свидетелей получены достаточно надежные данные, которые можно использовать для подтверждения или уточнения данных на подобной кривой для обечайки корпуса. Однако при сопоставлении данных для образцов-свидетелей и для обе-

чайки корпуса пока можно сделать только следующий вывод: кривая $\Pi_{обр} = f(\tau_{исп})$ построена значительно (примерно на два порядка) точнее кривой $\Pi_{кор} = f(\tau_{экс})$ и поднимается заметно быстрее последней. Окончательный и обоснованный вывод можно будет сделать при увеличении продолжительности испытаний образцов-свидетелей до примерно 20 лет (когда среднее значение утонения $\Pi_{обр}$ увеличится до примерно 0,3 мм).

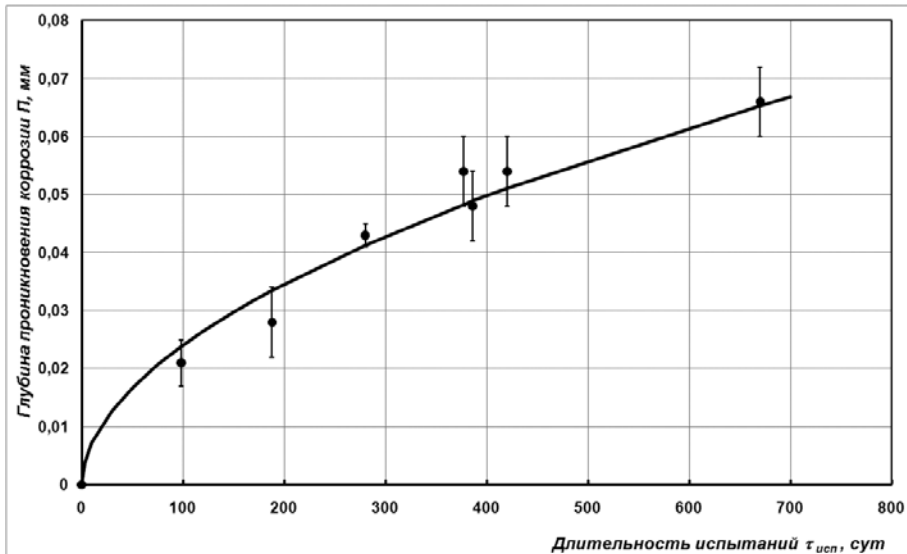


Рисунок 5.35. Коррозионное утонение образцов-свидетелей в процессе их испытаний в воде



Рисунок 5.36. Внешний вид образца-свидетеля новой (дисковой) формы

Для этих целей в 2014 году начались испытания 96 образцов-свидетелей, изготовленных из стали Ст.20 в форме дисков $\varnothing 32 \times 4$ мм с отверстием для подвешивания (см. рисунок 5.36). Периодичность выгрузок партий из 10 образцов-свидетелей в этих испытаниях будет составлять один раз в два года, то есть после 10 выгрузок будет получена кривая $\Pi_{обр} = f(\tau_{исп})$, которая позволит окончательно уточнить начальный (длительностью в 20 лет) участок кривой $\Pi_{кор} = f(\tau_{экс})$.

Заканчивая анализ собранных результатов шести освидетельство-

ваний корпуса исследовательского реактора ИГР, остается констатировать, что этим анализом выявлено [27-29] вполне удовлетворительное коррозионное состояние корпуса реактора ИГР, выразившееся в том, что среднее утонение обечайки корпуса реактора под влиянием общей неравномерной коррозии за 50 лет эксплуатации в воде составило только около 0,5 мм (утонение же обечайки в области язвенных каверн, достигшее 5,4 мм, нельзя признать чрезмерно опасным, так как рост этого утонения идет с явным затуханием, которое становится особенно заметным в последнее десятилетие). Кроме того, следует отметить, что с использованием отработанной технологии определения коррозионного утонения образцов-свидетелей материала корпуса реактора выполнены испытания этих образцов в водном бассейне реактора длительностью 670 суток, результаты которых позволили уточнить пока только самый начальный (670-суточный) участок на кривой утонения обечайки корпуса реактора под влиянием общей коррозии.

Выводы

В данном разделе обобщены результаты оценки нынешнего коррозионного состояния доступных деталей исследовательских реакторов ИВГ.1М и ИГР, а также результаты определения уровней деградации коррозионной и радиационной стойкости конструкционных и топливных материалов этих реакторов за все время их эксплуатации. Достаточно подробно представлены результаты освидетельствований коррозионного состояния образцов-свидетелей реактора ИВГ.1М, результаты разделки одного из технологических каналов этого реактора и результаты освидетельствования коррозионного состояния корпуса реактора ИГР.

Из представленных результатов следовало, что конструкционные и топливные материалы реактора ИВГ.1М обладают высокой коррозионной стойкостью, что обеспечивает возможность дальнейшей длительной эксплуатации в реакторе деталей из таких материалов. Кроме того, на основании представленных результатов показано, что коррозионное состояние корпуса реактора ИГР следует признать вполне удовлетворительным и, следовательно, обеспечивающим возможность его дальнейшей длительной эксплуатации.

5.2 Исследование воздействия сильноточного пучка электронов на материал защиты первой стенки ИТЭР

Известно (например, [30]), что материал защитного слоя первой стенки реактора ИТЭР будет подвергаться мощному воздействию теплового и гамма-излучения и такому же воздействию корпускулярных потоков из плазмы (нейтроны высокой энергии, молекулы, атомы, ионы, электроны). Поэтому исследования характеристик стойкости бериллия – кандидата материала защитного слоя первой стенки ИТЭР – к воздействию указанных нагрузок является весьма актуальной задачей.

В связи с отмеченным, целью настоящей работы, представленной в настоящем разделе, являлось изучение особенностей повреждения бериллия под воздействием импульсов сильноточного пучка электронов.

Облучение бериллия очень короткими (длительностью около 3 мкс) импульсами сильнооточного (до 300 А/см^2) пучка высокоэнергетических ($\sim 0,5 \text{ МэВ}$) электронов осуществлялось в ускорителе электронов ГСЭП-3 (рисунок 5.37), позволявшем создавать на облучаемой плоской поверхности образца площадью до 100 см^2 удельные тепловые потоки до 50 ГВт/м^2 .

Ускоритель ГСЭП-3 (генератор сильнооточного электронного пучка) является электрофизическим установкой с пучком электронов большого сечения. Импульс пучка электронов в ускорителе ГСЭП-3 формируется с помощью генератора импульсного напряжения (ГИН) воздушного типа. Ускорение электронов происходит в вакуумном диоде (рисунок 5.37,а), на взрывозамощенный катод (ВЭК) которого подается ускоряющее напряжение от ГИНа (рисунок 5.37,б). Плотность энергии в ускоренном электрическом поле пучке электронов, срывающихся с ВЭКа и достигающих анода, задается в пределах от 10 до 15 Дж/см^2 . Расстояние между поверхностью плоского анода и ВЭКом (рисунок 5.38) можно варьировать в пределах от 20 до 50 мм.



а



б)

Рисунок 5.37. Внешний вид вакуумного диода (а) и ГИНа (б) установки ГСЭП-3 (за ГИНОм видна часть вакуумного диода с фрагментом его системы откачки)



Исследования характеристик стойкости бериллия в ускорителе ГСЭП-3 выполнялись в два этапа: на первом этапе проводилось сопоставление стойкости бестекстурного и текстурированного бериллия к электронному воздействию, а на втором – исследовались характер и динамики разви-

Рисунок 5.38. Система «анод-катод» вакуумного диода установки ГСЭП-3 (анод снизу, ВЭК сверху)

тия поврежденности поверхности бериллия с увеличением количества импульсов электронного облучения. Целью работ на втором этапе являлось выяснение того, в каком виде протекает процесс повреждения бериллия при импульсном электронном облучении: в виде постепенного нарастания деградации материала от импульса к импульсу или же в виде мощного повреждения в первом импульсе с последующим слабым его увеличением в последующих импульсах. Для решения этой задачи было проведено усовершенствование анодного и катодного узлов вакуумного диода ускорителя электронов ГСЭП-3.

Подготовка образцов и ускорителя

Подготовка образцов к электрофизическим испытаниям состояла в вырезке партии текстурированных и бестекстурных Ве-образцов, изготовлении шлифов на поверхностях, подлежащих электронному облучению, и материаловедческой аттестации каждого образца в исходном состоянии (макрофотосъемка и измерение массы и высоты). Объектами исследований являлись цилиндрические бестекстурные образцы размером $\varnothing 14 \times 12$ мм (рисунки 5.39, а и 5.40, а), а также призматические текстурированные образцы размером $\sim 15 \times 20 \times 20$ мм, у которых четыре поверхности с размерами 15×20 мм были параллельны оси неограниченной текстуры (рисунки 5.39, б и 5.40, б), а две поверхности с размерами 20×20 мм – перпендикулярны этой оси (рисунки 5.39, в и 5.40, в).



а) рабочая поверхность без текстуры

б) рабочая поверхность параллельна оси текстуры

в) рабочая поверхность перпендикулярна оси текстуры

Рисунок 5.39. Типичный внешний вид подготовленных к испытаниям Ве-образцов трех типов

Подготовка установки к электрофизическим испытаниям бериллиевых образцов (с отслеживанием морфологических изменений поверхности, степени ее распыления и структурных изменений материала образца) состояла в таком усовершенствовании катодного и анодного узлов ускорителя, которое, во-первых, обеспечит приемлемую равномерность электронного облучения поверхности образца, а во-вторых, повысит надежность определения степени распыления поверхности.

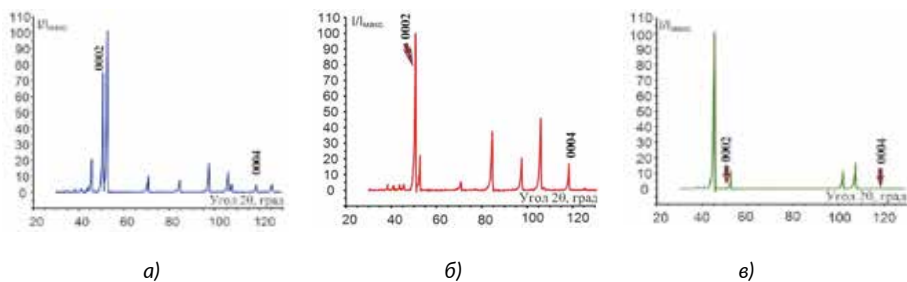


Рисунок 5.40. Типичные исходные рентгенограммы бериллиевых поверхностей без текстуры (а), поверхностей, параллельных оси текстуры (б), и поверхностей, перпендикулярных оси текстуры (в)

Как известно, наличие неравномерности облучения (обусловленной как неравномерностью распределения плотности потока электронов, характерной для сильноточных ускорителей с большой площадью сечения пучка, так и особенностями конструкции взрывоэмиссионного катода установки) может привести к очень сильному искажению результатов испытаний. Так, у многих призматических образцов в сериях предварительных испытаний даже визуально обнаруживалась явно неодинаковая деградация различных участков облученной поверхности. В качестве наиболее яркого примера на *рисунке 5.41* показан внешний вид рабочей поверхности призматического образца с максимально высокой неравномерностью облучения.

Большая неоднородность облучения возникала в основном из-за неоптимальной конструкции катода, содержащего 19 цилиндрических катодных элементов, обмотанных графитовой тканью (*рисунок 5.42, а*). В связи с этим был изготовлен новый вариант катода, в котором вместо девятнадцати катодных элементов с графитовыми тканями установлено множество – около ста – заостренных катодных элементов, выточенных из компактного графита (*рисунок 5.42, б*). Пробные испытания этого катода показали высокую однородность электронного облучения образцов из нержавеющей стали.

Надежность определения степени распыления облучаемой бериллиевой поверхности, как известно, зависит от надежности определения потери массы облученным образцом.

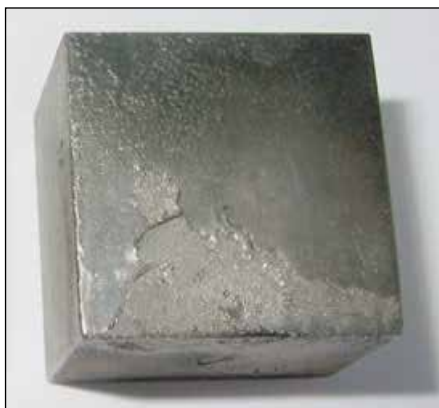


Рисунок 5.41. Максимально высокая неравномерность повреждения поверхности бериллиевого образца после шести 3-микросекундных импульсов электронного облучения при средней плотности тока $\sim 0,3$ кА/см² и среднем тепловом потоке ~ 47 ГВт/м²

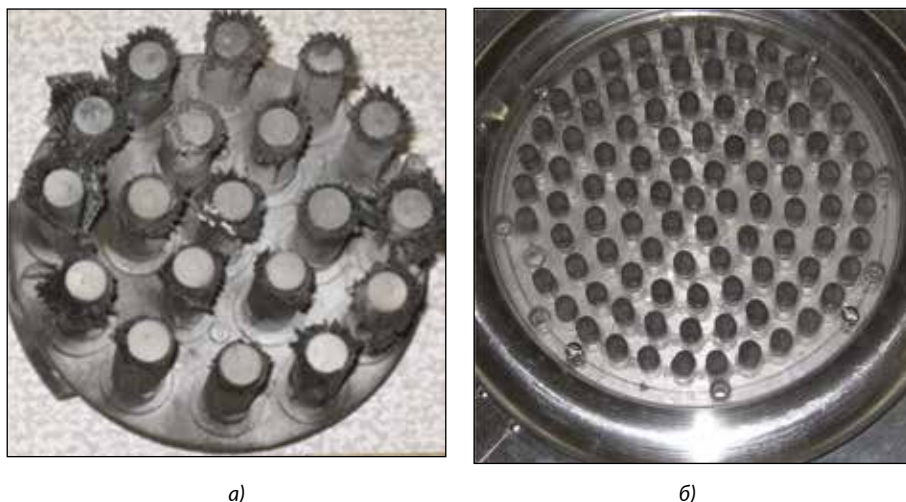


Рисунок 5.42. Взрывоэмиссионные катоды с 19 (а) и 93 (б) элементами

В проведенных ранее предварительных испытаниях снижение надежности определения этой важной характеристики наблюдалось в отдельных случаях локального приваривания кромки облучаемой поверхности образца к медной мишени анодного узла установки, при-



Рисунок 5.43. Напыленная медью облученная поверхность бериллиевого образца

варивания локальных участков тыльной поверхности образца к стальным элементам токоподвода в анодном узле и напыления на облучаемую поверхность образца слоя меди (рисунок 5.43), распыленной с медной мишени анодного узла (из-за отсутствия надежного электрического контакта образца и токоподвода).

В связи с этим, вместо использовавшегося ранее анодного узла с медной мишенью и общим для всех трех типов образцов установочным отверстием был разработан усовершенствованный вариант анодного узла, причем в вариантах для каждого из трех типов используемых образцов, то есть призматических образцов с облучаемой поверхностью размером 20x20 мм, призматических образцов с облучаемой поверхно-

стью размером 15x20 мм и цилиндрических образцов с облучаемой поверхностью диаметром 14 мм.

Представление о конструкции такого анодного узла можно получить из рисунка 5.44, на котором показаны тыльная и фронтальная стороны варианта анодного узла для облучения бериллиевого образца с рабочей поверхностью размером 20x20 мм, а также фронтальные стороны вариантов анодного узла для облучения остальных двух типов Ве-образцов.

В усовершенствованном анодном узле все три дисковые мишени выполнены из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т, компоненты которой, как установлено в ранее выполненных на ускорителе ГСЭП-3 работах, не перепыляются на поверхность облучаемого образца.



а) тыльная сторона варианта узла для образца с поверхностью размером 20x20 мм



б) фронтальная сторона варианта узла для образца с поверхностью размером 20x20 мм



в) фронтальная сторона варианта узла для образца с поверхностью размером 15x20 мм



г) фронтальная сторона варианта узла для образца с поверхностью диаметром 14 мм

Рисунок 5.44. Усовершенствованный анодный узел для испытаний Ве-образцов трех типов

Для устранения локального приваривания кромки рабочей поверхности образца к мишени в установочных отверстиях мишеней предусмотрены зазоры размером не менее одного миллиметра по всему периметру образца (зазор надежно удерживается в процессе испытаний за счет прочного закрепления призматического образца в плоских стальных обкладках двумя болтами (см. рисунок 5.44,а) и такого же закрепления цилиндрического образца в стальных обкладках уголкового типа (цилиндр зафиксирован по четырем образующим). Те и другие обкладки создают, кроме того, хороший электрический контакт с образцом.

Первый этап исследования стойкости бериллия

Результаты исследований на первом этапе работ показали [31-33], что при облучении бериллиевых образцов пучком электронов со средней плотностью энергии ~ 14 Дж/см² (использовался катод с 19 элементами, обернутыми графитовой тканью) имеют место заметные различия в степени и характере повреждаемости бериллиевых поверхностей различного типа (см. рисунок 5.45 и таблицу 5.6). Так, у бестекстурных поверхностей фиксировалось сильное оплавление (рисунок 5.45, а), а также распыление на уровне 10 мг/см²; у поверхностей, параллельных оси текстуры, – образование глубоких (до $\sim 1,5$ мм) трещин (рисунок 5.45, б) при распылении на уровне 6 мг/см²; у поверхностей, перпендикулярных оси текстуры, – образование лишь отдельных неглубоких трещин (рисунок 5.45, в) при распылении на уровне 4 мг/см².

Отсюда видно, что из трех типов поверхностей наиболее стойкой к электронному воздействию является та поверхность текстурованно-

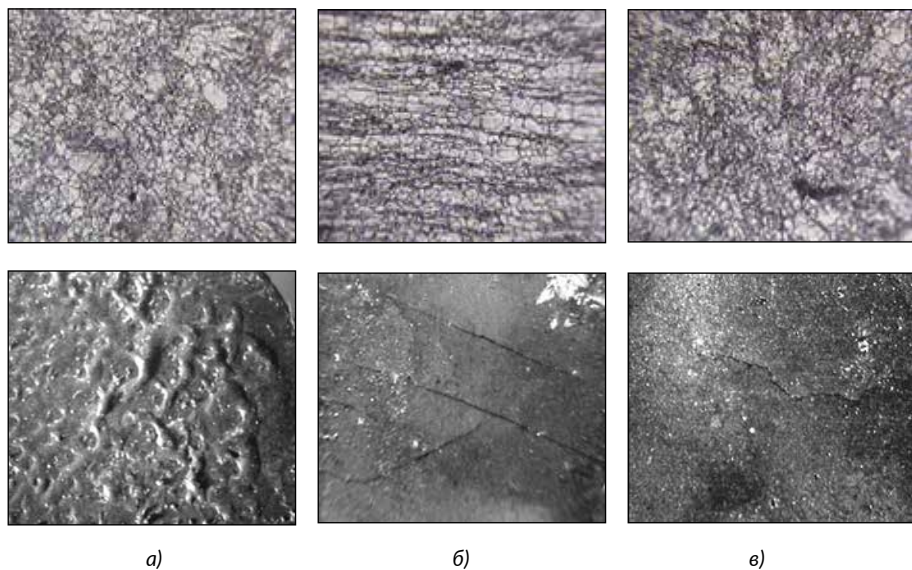


Рисунок 5.45. Типичные исходные микроструктуры (верхний ряд) и характерные морфологические изменения у трех типов бериллиевых поверхностей после электронного облучения (нижний ряд)

го образца, которая перпендикулярна оси текстуры (у такой поверхности, во-первых, отсутствует оплавление, а во-вторых, степень распыление примерно в два с половиной раза меньше, чем у бестекстурной поверхности).

В связи с этим можно рекомендовать использование в качестве материала защитного слоя первой стенки ИТЭР вместо бестекстурного бериллия текстурированного, у которого обращенная к плазме поверхность перпендикулярна оси текстуры.

Таблица 5.6. Степень распыления бериллиевых поверхностей трех типов (после шести импульсов облучения сильноточным пучком электронов)

Обозначение облучаемой поверхности образца	Изменение массы образца Δm , мг	Площадь образца S , см ²	Распыление образца $\Delta m/S$, мг/см ²
Торцовая поверхность бестекстурного цилиндрического образца	-14,7 -16,2 -15,5	1,5	9,8 10,8 10,3
Поверхность призматического образца, параллельная оси текстуры	-18,3 -19,6 -16,9	3,0	6,1 6,5 5,6
Поверхность призматического образца, перпендикулярная оси текстуры	-14,7 -15,6 -17,5	4,0	3,7 3,9 4,4

Второй этап исследования стойкости бериллия

На втором этапе работ, с целью установления характера и динамики развития повреждаемости поверхности бериллия электронным пучком, исследовалось влияние увеличения количества импульсов электронов (при выбранном режиме облучения) на скорость деградации поверхности. Необходимо было, используя катод многоострийной конструкции, выяснить, как протекает процесс повреждения бериллия электронными импульсами, причем и при высокой, и при относительно невысокой плотности энергии облучения.

В начале пробной серии испытаний образцов на втором этапе исследований их стойкости один из образцов с ориентацией рабочей поверхности перпендикулярно оси текстуры был последовательно облучен 1, 2, 4, 10 и 22 электронными импульсами (межэлектродный зазор составлял 42 мм). После каждого из этих пяти циклов импульсов был проведен визуальный осмотр образца, измерение его массы и высоты, а также фотографирование облученной поверхности. В результате было установлено, что процесс повреждения образца электронами в указанных условиях протекает в форме очень слабого нарастания деградации материала от импульса к импульсу.

В дальнейшем для одного из призматических образцов с ориентацией рабочей поверхности параллельно оси текстуры условия испытаний (в целях усиления влияния облучения) были ужесточены путем уменьшения межэлектродного зазора до 35 мм. При облучении этого образца 1, 4,

6 и 8 импульсами удалось четко зафиксировать постепенное (но все еще слабое) повышение поврежденности поверхности образца (рисунки 5.46) и потери его массы (рисунки 5.47) с увеличением количества электронных импульсов от одного до восьми.

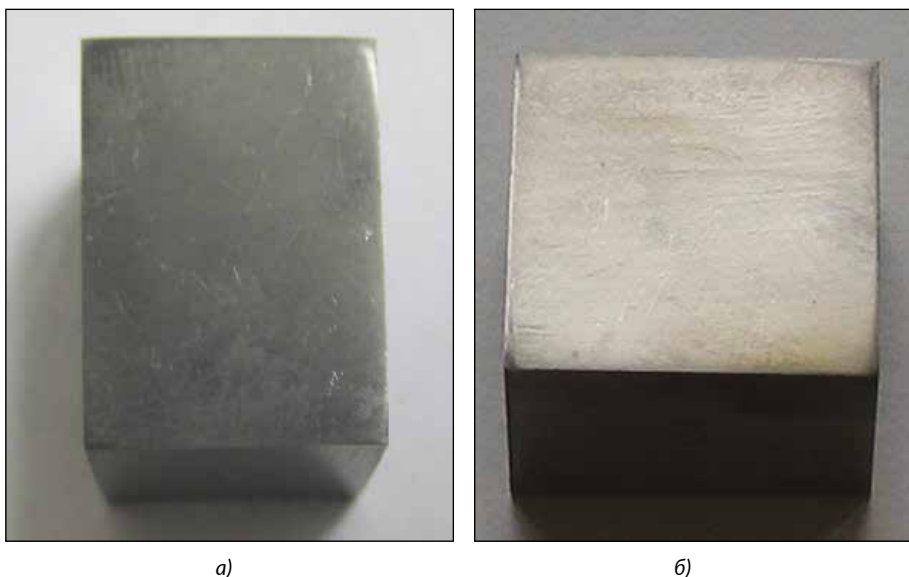


Рисунок 5.46. Внешний вид рабочей поверхности образца (параллельной оси текстуры) после 4 (а) и 8 (б) электронных импульсов с межэлектродным зазором 35 мм

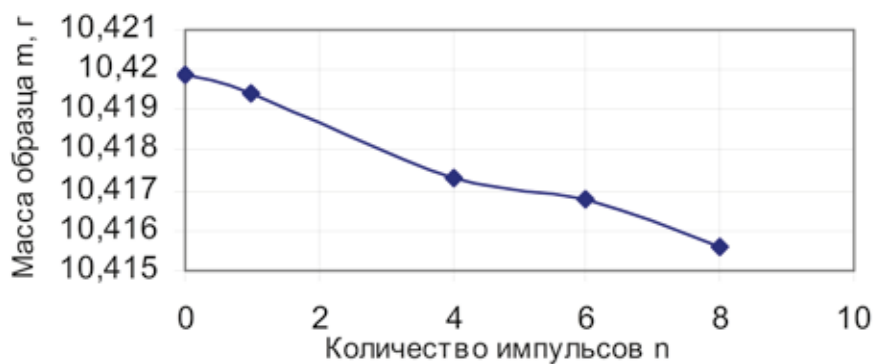


Рисунок 5.47. Потеря массы образца за счет распыления рабочей поверхности (параллельной оси текстуры) с увеличением количества электронных импульсов с межэлектродным зазором 35 мм

Из полученного следовало, что ВЭК многоострийной конструкции обеспечивает очень высокую равномерность облучения поверхности бериллиевого образца, но не способен обеспечить облучение этой поверхности с той же средней плотностью энергии (порядка 14 Дж/см^2), которую создавал прежний взрывоземиссионный катод с 19 катодными элементами. Этим легко объясняется и отсутствие заметной деградации облучаемых новым катодом поверхностей Ве-образцов, и отсутствие значительного распыления материала их поверхностей. В частности, степень распыления поверхности образца после шести импульсов облучения достигла только 1 мг/см^2 , что примерно в 6 раз меньше, чем степень распыления аналогичных поверхностей текстурированных Ве-образцов, облучавшихся ранее взрывоземиссионным катодом с 19 катодными элементами.

В связи с этим было проведено экспериментальное определение средней плотности энергии облучения бериллия многоострийным катодом, которое показало, что ее величина действительно заметно ниже 14 Дж/см^2 . На рисунке 5.48 представлена полученная из данных информационно-измерительной системы установки ГСЭП-3 диаграмма электрической мощности, вкладываемой в анодный узел установки при выполнении единичного импульса электронного облучения.

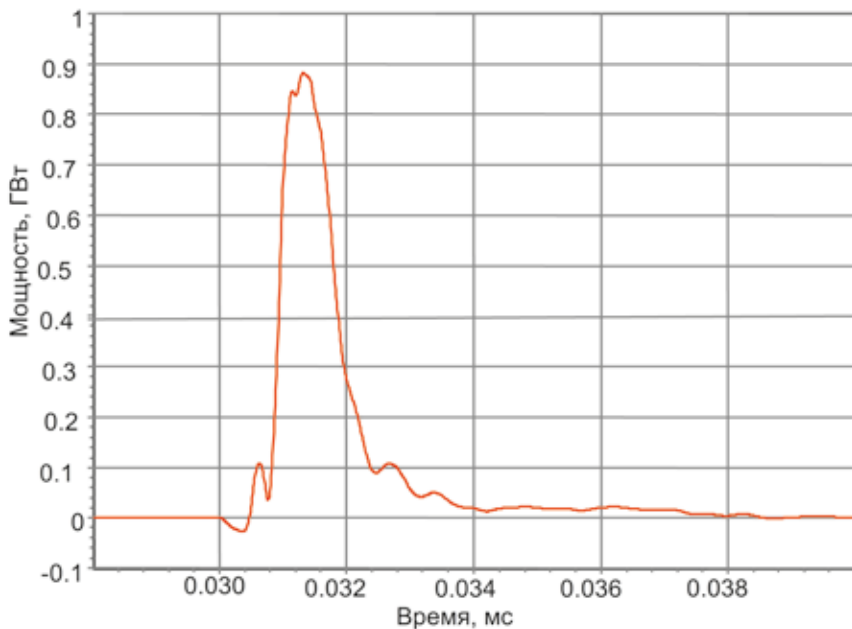


Рисунок 5.48. Полная мощность, вкладываемая в анодный узел при использовании многоострийного катода (ускоряющее напряжение 520 кВ, межэлектродный зазор 35 мм)

Рассчитанное путем интегрирования мощности количество энергии, вкладываемое в анодный узел, оказалось равным 810 Дж, что при площади сечения пучка падающих на анодный узел электронов размером приблизительно 200 см^2 создает среднюю плотность энергии облучения бериллиевого образца около 4 Дж/см^2 . Отсюда следовало, что для выполнения испытаний Ве-образцов в условиях, повторяющих условия ранее выполненных начальных испытаний, необходимо было повысить плотность энергии облучения образцов в три с половиной раза.

Попытка повышения плотности энергии облучения образцов путем увеличения ускоряющего напряжения до 600 кВ и дальнейшего уменьшения межэлектродного зазора до 17 мм не принесла желаемого результата, поэтому было решено заменить ВЭК многоострийной конструкции ВЭКм принципиально новой конструкции.

Модернизация катодного узла

Поиски принципиально новой конструкции ВЭКа привели к очень простому решению: был изготовлен взрывоэмиссионный катод в виде графитовой трубки с внешним диаметром 20 мм, рабочий торец которой содержит 16 мелких насечек в форме насечек на торце строительного монтажного шлямбура. Трубчатая форма катода обеспечивала высокую концентрацию электронов в пучке (особенно вблизи рабочего торца катода), но никак не гарантировала равномерность облучения образца.

Поэтому в дополнение к такому катоду была использована накладываемая на поверхность анодного узла фторопластовая экранирующая пластина толщиной 4 мм с отверстием в центре, открывающим поверхность испытываемого образца (рисунок 5.49). Наличие пластины с отверстием способствовало значительной концентрации (сжатию) электронного пучка, что и создавало существенное повышение равномерности облучения поверхности исследуемого образца.

Пробное облучение образцов с использованием трубчатого катода и экранирующе-концентрирующей пластины с отверстием минимального (25 мм) диаметра показало, что в указанных условиях достигается слишком высокая концентрация пучка электронов. Действительно, на поверхностях всех трех типов образцов (одного бестекстурного и двух текстурированных) уже после трех импульсов обнаруживалось (рисунок 5.50) очень сильное оплавление, а распыление этих поверхностей оказалась чрезвычайно высокой: ~ 25 , ~ 16 и $\sim 12 \text{ мг/см}^2$, со-

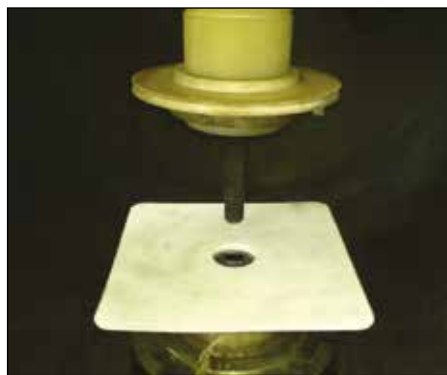


Рисунок 5.49. Графитовый трубчатый ВЭК с фторопластовой концентрирующей пластиной в вакуумном диоде установки ГСЭП-3

ответственно, для бестекстурного образца, образца с осью текстуры вдоль рабочей поверхности и образца с осью текстуры поперек такой поверхности (следует отметить, что при использовании в начальных испытаниях ВЭКа с 19 катодными элементами после 6 импульсов облучения степень распыления таких же образцов составляла соответственно ~ 10 , ~ 6 и ~ 4 мг/см²).

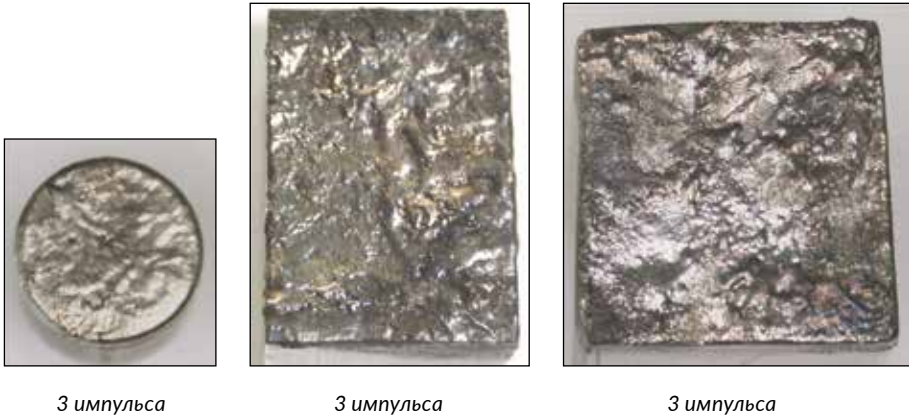


Рисунок 5.50. Облученные Be-образцы (трубчатый ВЭК, напряжение 520 кВ, межэлектродный зазор 35 мм, диаметр отверстия в концентрирующей пластине 25 мм)

Для снижения чрезмерно высокой концентрации пучка электронов необходимо было увеличить диаметр отверстия в экранирующе-концентрирующей пластине. Было выяснено, что дискретное увеличение диаметра отверстия от исходных 25 мм вплоть до 65 мм каждый раз весьма эффективно уменьшало концентрацию пучка электронов (правда, одновременно с этим так же эффективно снижалась и равномерность облучения образца). При выполнении испытаний с ускоряющим напряжением 520 кВ, межэлектродным зазором 35 мм и пластиной, имеющей 65-миллиметровое отверстие, после шести импульсов облучения образцов были достигнуты результаты, практически полностью совпадающие с результатами, полученными ранее в начальных испытаниях при использовании прежней конструкции взрывоэмиссионного катода с 19 обернутыми графитовой тканью катодными элементами.

Основные испытания на втором этапе исследований стойкости бериллия

Полученные в серии пробных испытаний результаты позволили выбрать конкретные условия проведения основных испытаний Be-образцов: было решено использовать пластину с компромиссным размером диаметра отверстия, равным 50 мм. Выбранное уменьшение диаметра обеспечило повышение равномерности облучения до приемлемого уровня, а возросшая при этом концентрация пучка электронов была полностью скомпенсирована путем увеличения межэлектродного зазора с 35

до 48 мм и уменьшения ускоряющего напряжения с 520 до 440 кВ (в качестве примера результатов облучения в этих условиях на рисунке 5.51 приведены снимки типичного вида поврежденных поверхностей).

Важно отметить то, что измеренная плотность энергии облучения образцов в выбранных условиях испытаний с использованием трубчатого катода и концентрирующей пластины полностью совпала с плотностью энергии облучения, которую создавал прежний ВЭК с 19 катодными элементами.



2 импульса



4 импульса

Рисунок 5.51. Облученные Be-образцы (трубчатый катод, напряжение 440 кВ, межэлектродный зазор 48 мм, диаметр отверстия в пластине 50 мм)

Измерения плотности энергии были выполнены на основании данных для полной электрической мощности, вкладываемой в анодный узел в единичном импульсе (рисунок 5.52); оказалось, что вкладываемая в анодный узел энергия равна 540 Дж. Площадь пучка электронов, падающих на анодный узел, составляла $\sim 38 \text{ см}^2$; эта величина была найдена измерением светлого пятна повреждения на поверхности концентрирующей пластины (форма и размер пятна повреждения на пластине – круг с диаметром $\sim 7 \text{ см}$). Из полученного следовало, что средняя плотность энергии облучения образцов в выбранных условиях испытаний составляет около 14 Дж/см^2 .

Необходимо также отметить, что результаты измерений распыления материала поверхностей образцов оказались в хорошем соответствии с результатами, полученными в экспериментах с прежним ВЭКом с 19 катодными элементами: минимальные распыления наблюдались для поверхностей призматических образцов, перпендикулярных оси текстуры, а максимальные – для поверхностей бестекстурных цилиндрических (при этом уровни распыления образцов, облученных шестью электрон-

ными импульсами, были близки к полученным ранее величинам 4, 6 и 10 мг/см²). Общие результаты по визуальной оценке состояния облученных бериллиевых поверхностей и по измерению распыления этих поверхностей однозначно указали на то, что процесс повреждения каждого их трех типов поверхностей протекает в форме постепенного нарастания деградации материала от импульса к импульсу.

С использованием выбранного режима электронного облучения была продолжена серия основных испытаний по изучению характера и динамики развития поврежденности бериллия при импульсном электронном облучении [34-36]. Мерой деградации Ве-поверхностей продолжали оставаться визуально оцениваемое изменение внешнего вида поверхности и количественно измеряемая степень распыления ее материала. Уровни деградации поверхностей всех трех типов образцов в этих испытаниях определялись после 2, 4, 6 и 8 импульсов электронного облучения, т.е. для каждого из трех типов образцов были облучены как минимум четыре поверхности.

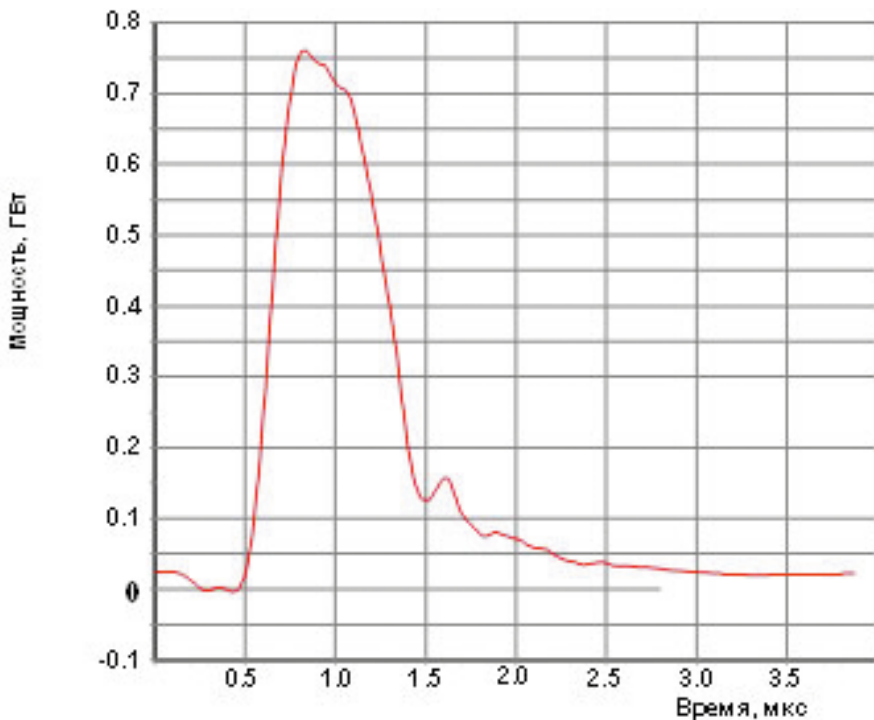


Рисунок 5.52. Полная мощность, вкладываемая в анодное устройство при использовании трубчатого катода и концентрирующей пластины с отверстием диаметром 50 мм (ускоряющее напряжение 440 кВ, межэлектродный зазор 48 мм)

По завершении испытаний было установлено следующее. Результаты визуальной оценки изменения внешнего вида поверхностей образцов и результаты измерений распыления этих поверхностей в очередной раз подтвердили факт постепенного нарастания деградации поверхности с ростом количества импульсов облучения. В связи с этим, на рисунке 5.53 окончательные результаты измерений распыления бериллиевых поверхностей с увеличением количества импульсов электронного облучения представлены как усреднение данных, полученных во всей серии основных испытаний для девятнадцати облученных Be-поверхностей.

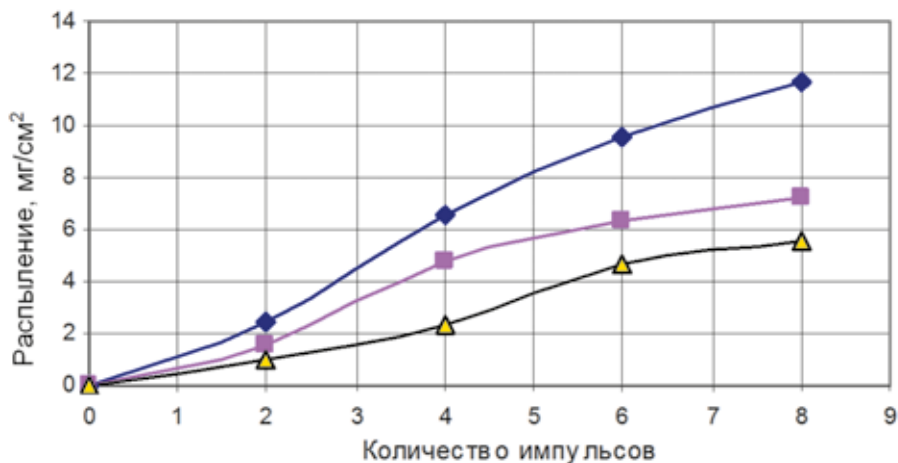


Рисунок 5.53. Распыление бестекстурных поверхностей (ромбы), поверхностей, параллельных оси текстуры (квадраты), и поверхностей, перпендикулярных оси текстуры (треугольники), с увеличением количества импульсов электронного облучения бериллия

Следует обратить внимание на то, что представленные на этом рисунке данные по распылению Be-поверхностей трех типов содержат в себе основную информацию о стойкости бериллия в условиях облучения сильнофокусированным пучком электронов, поскольку они отражают и характер, и степень деградации поверхности бериллия с увеличением количества импульсов облучения. Кроме того, эти данные представляют собой достаточно убедительное подтверждение сделанного еще в начальных испытаниях важного вывода о том, что наиболее стойкой к электронному облучению бериллиевой поверхностью является поверхность, перпендикулярная оси текстуры в образце, а наименее стойкой – поверхность бестекстурного образца.

Состояние облученного бериллия

Результаты изучения характера и динамики развития поврежденности поверхностей Be-образцов при электронном облучении в дальнейшем были дополнены [37-39] результатами рентгенографического изучения структурных изменений, возникающих в материале поверхностных

слоев облученных образцов. У тех облученных Ве-образцов, на рентгенограммах которых присутствовала дифракционная линия $(104)CuK_{\alpha}$, то есть у бестекстурных образцов и образцов с рабочими поверхностями, параллельными оси текстуры, измерялись такие рентгеновские характеристики материала, как интегральная ширина дифракционной линии V_{104} , межплоскостное расстояние d_{104} и отношение интегральной интенсивности линии к интегральной интенсивности фона I_{104}/I_{ϕ} .

При подготовке к этим исследованиям был проведен выбор экспрессной методики рентгенографического изучения материала поверхностного слоя бериллиевого образца. Рассматривались три методики (послойный анализ срезаемых с поверхности четырех тонких пластин [32], анализ с использованием наклонных рентгеновских камер [40, 41], анализ с использованием экранирования рентгенографируемого образца [42, 43]). У этих методик имелась, однако, та общая особенность, что в каждой из них исследованию подвергается материал только верхнего тонкого слоя поверхности образца. Эта общая особенность объяснялась тем, что результатами послойного анализа облученных образцов, полученными еще на первом этапе работ, было установлено, что глубина интенсивно поврежденного слоя составляет примерно 0,5 мм. Результаты послойного анализа, кроме того, подтвердили ранее обнаруженное различие в стойкости различных бериллиевых поверхностей к электронному воздействию: характер изменения значений V_{104} , d_{104} и I_{104}/I_{ϕ} по глубине поврежденного слоя показал, что поверхность, параллельная оси текстуры, является более стойкой к электронному воздействию, чем поверхность бестекстурного образца. Так, например, более резкий градиент изменения d_{104} у бестекстурного бериллия [32] в сравнении с текстурированным (рисунок 5.54) указывает на более высокую стойкость текстурированного бериллия в условиях электронного облучения.

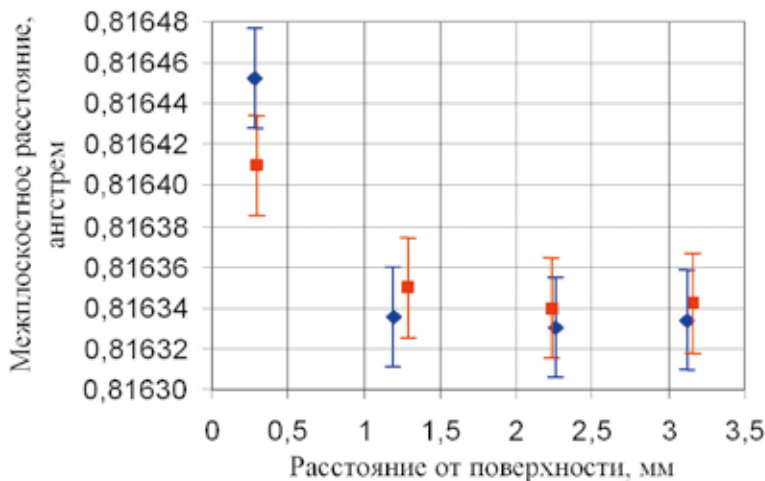


Рисунок 5.54. Изменение межплоскостного расстояния d_{104} в бестекстурных (синие ромбы) и текстурированных (красные квадраты) образцах

В целом из полученных результатов послойного анализа следовало, что в самых приповерхностных (на глубину до $\sim 0,5$ мм) слоях образцов наблюдаются максимальные изменения положения и формы линии 104, в следующих (на глубину до $\sim 1,0$ мм) – только слабые изменения этих характеристик, а в еще более глубинных (на глубину более 1,5 мм) – постепенное исчезновение даже этих слабых изменений.

В связи с этим стало очевидным, что основная рентгенографически измеряемая информация о степени повреждения поверхности бериллиевого образца должна быть получена при рентгенографировании только его верхнего слоя толщиной около 0,5 мм, а выбранная методика должна представлять собой модификацию методики послойного анализа в направлении максимального уменьшения количества пластин, срезаемых с поверхности образца: вместо четырех, как в прежней методике, в экспрессной методике с образца срезается только одна пластина толщиной 0,5 мм.

Таким образом, для исследований состояния облученных Be-образцов была выбрана наиболее простая и достаточно экспрессная методика измерения указанных рентгенографических характеристик на пластинах толщиной 0,5 мм, срезаемых с облученных образцов со стороны рабочей поверхности. С использованием этой методики были определены значения характеристик B_{104} , d_{104} и I_{104}/I_{ϕ} у двенадцати бериллиевых образцов, облученных двумя, четырьмя, шестью и восемью электронными импульсами. Усредненные по трем измерениям для каждой пластины результаты представлены на рисунке 5.55.

Результаты измерений достаточно убедительно указали на тот факт, что при электронном облучении бериллия процессы повреждения его структуры (то есть повышение концентрации точечных дефектов, увеличение уровня микронапряжений и измельчение блоков мозаики [44]) и в бестекстурных, и в текстурированных образцах протекают в форме постепенного нарастания от импульса к импульсу.

Таким образом, следует считать полностью установленным тот факт, что из двух основных вариантов развития поврежденности бериллия сильноточным электронным пучком (постепенное нарастание поврежденности материала от импульса к импульсу или же мощное повреждение в первом импульсе с последующим слабым его увеличением в последующих импульсах) реализуется первый – менее опасный – вариант деградации бериллиевого материала.

Заключение

Исследованы особенности повреждения бериллия под воздействием импульсов сильноточного электронного пучка в ускорителе ГСЭП-3 в условиях, имитирующих срыв плазмы на защитный слой первой стенки реактора ИТЭР. Проведено сопоставление стойкости текстурированного и бестекстурного бериллия к импульсному воздействию электронного пучка и исследованы характер и динамика развития повреждаемости бериллиевой поверхности с увеличением количества импульсов облучения.

При сопоставлении стойкости текстурированного и бестекстурного бериллия обнаружены заметные различия в степени и характере повреждаемости бериллиевых поверхностей трех типа – без текстуры, с текстурой

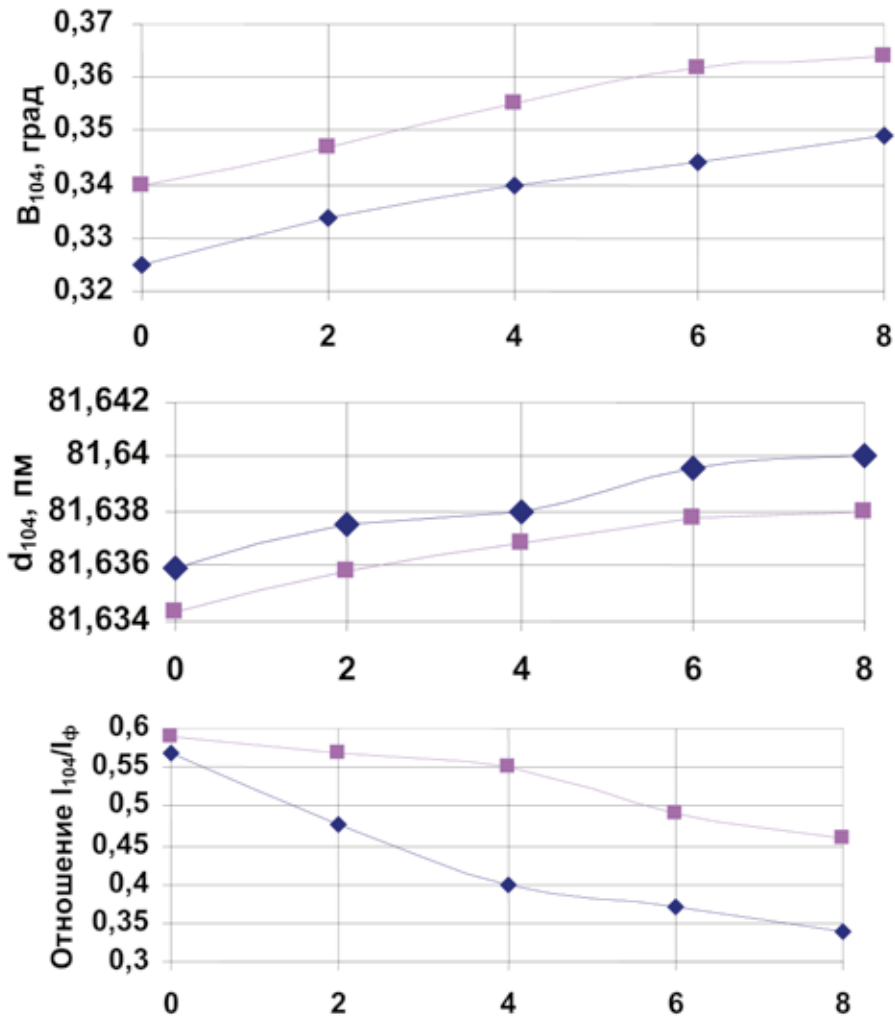


Рисунок 5.55. Изменения рентгеновских характеристик текстурированного (квадраты) и бестекстурного (ромбы) бериллия с увеличением количества импульсов электронного облучения

вдоль облучаемой поверхностей и с текстурой поперек такой поверхности. Установлено, что наиболее стойкой к электронному воздействию является бериллиевая поверхность, перпендикулярная оси текстуры, а наименее стойкой – бестекстурная. В связи с этим можно рекомендовать к использованию в качестве материала защитного слоя первой стенки ИТЭР вместо бестекстурного бериллия текстурированного, у которого обращенная к плазме поверхность перпендикулярна оси текстуры.

При исследовании характера и динамики развития поврежденности поверхности текстурированного и бестекстурного бериллия с увели-

чением количества импульсов электронного облучения установлено, что это увеличение вызывает (по данным визуальной оценки морфологического состояния поверхности, измерений распыления ее материала и рентгенографического определения уровня деградации структуры этого материала) постепенное нарастание поврежденности бериллия, причем как в условиях высокой (~ 14 Дж/см²), так и относительно невысокой (около 4 Дж/см²) плотности энергии облучения.

5.3 Исследование влияния плазмы на кандидатные материалы ТЯР

Решение задачи создания реакторов управляемого термоядерного синтеза в значительной мере определяется выбором конструкционных материалов, испытывающих мощное воздействие, обусловленное облучением нейтронами, альфа-частицами, а также тепловыми нагрузками со стороны термоядерной плазмы. Предполагается, что тепловая нагрузка на диверторные пластины ИТЭР во время ЭЛМ-событий будет достигать 0,2–5 МДж/м² при длительности воздействия от 0,1 до 1 мс, а во время срывов тока – 10–100 МДж/м² при длительности воздействия от 1 до 10 мс [45].

Имитационные установки являются весьма эффективными, поскольку позволяют оперативно проводить испытания кандидатных материалов ТЯР, пополнять базу данных по разнообразным аспектам плазменно-поверхностного взаимодействия, проверять расчетные модели и отрабатывать диагностические методики в достаточно хорошо программируемых условиях. При вводе в эксплуатацию полномасштабного термоядерного реактора, где в полной мере будут сочетаться все повреждающие факторы, следует ожидать проявления новых явлений и эффектов, изучение которых может в значительной мере опираться на базу данных и их физических моделей, разработанные в имитационных экспериментах.

Для достижения необходимых оптимальных параметров испытаний на КТМ, требуется проведение предварительных расчетно-теоретических и экспериментальных работ, направленных на изучение изменений свойств и структуры конструкционных материалов в условиях их взаимодействия с плазмой. Поэтому, получение базы данных и моделирование эффектов воздействия плазмы на поверхности конструкционных материалов в термоядерном реакторе с помощью имитационной установки являются весьма актуальными задачами.

Процессы взаимодействия плазмы с обращенными к ней материалами изучаются на таких установках-токамаках, как JET, TEXTOR, Tore-Supra, ASDEX, а также в лабораторных установках, таких, как PISCES, JUDITH, Pilot-PSI, Magnum-PSI.

За прошедшие годы были изучены многие материалы, обращенные к плазме, и в результате для исследований были выбраны такие материалы ИТЭР, как бериллий, углерод и вольфрам для начальной водородной фазы. Бериллий и вольфрам были выбраны для рабочей фазы. Комбина-

ция этих трех материалов позволит получить оптимальные параметры для функционирования международного термоядерного реактора ИТЭР, в то время как материалы для термоядерных реакторов следующего поколения пока что находятся на стадии изучения.

5.3.1 Имитационный стенд с плазменно-пучковой установкой

Для изучения воздействия плазмы на кандидатные материалы термоядерного реактора в ИАЭ НЯЦ РК был создан имитационный стенд с плазменно-пучковой установкой

Основными элементами плазменно-пучковой установки являются электронная пушка (плазмогенератор), камера плазменно-пучкового разряда (ППР), камера откачки плазмогенератора, труба откачки плазмогенератора, вакуумная камера взаимодействия, катушки плазмогенератора, мишенное устройство, шлюзовое устройство и камера загрузки.

Плазменно-пучковая установка обеспечивает получение следующих параметров плазменного потока:

- диаметр плазменного потока перед мишенью – до 30 мм;
- напряженность магнитного поля, создаваемая на оси генератора, – 0,1 Тл;
- напряженность магнитного поля в районе электронной пушки – 0,2 Тл;
- величина тока в плазме – около 1 А;
- плотность плазмы в пучке – до 10^{17} 1/м³;
- электронная температура плазмы – до 30 эВ.

Общий вид плазменно-пучковой установки имитационного стенда показан на *рисунке 5.56*. Функционирование имитационного стенда обеспечивается следующими системами:

- вакуумной системой (системой откачки) и системой напуска газов в камеру ППР;
- электрической системой (для подачи напряжения устройствам и механизмам, входящим в состав стенда, таким, как плазмогенератор, электромагнитная система, насосы вакуумной системы и др.);
- системой охлаждения элементов стенда водой;
- системой охлаждения сорбционно-геттерного насоса жидким азотом; системой подачи азота на управление агрегатами стенда.

Принцип работы установки состоит в следующем. Электронная пушка формирует аксиально-симметричный электронный пучок. Катод пушки подогревается электронной бомбардировкой с нити подогревателя. Мощность пушки регулируется мощностью подогрева катода. Автономная откачка пушки обеспечивает вакуумный перепад между пушкой и разрядной камерой. Электронный пучок взаимодействует с рабочим газом в разрядной камере, образуя плазменный шнур. Электромагнитная система, представляющая собой систему катушек, создает продольное магнитное поле в разрядной камере. Плазменный разряд попадает на образец испытываемого материала, размещенный на мишенном устройстве, расположенном в камере взаимодействия. С помощью электромагнитной системы производится управление геометрическими параметрами плазменного пучка. Схематическое изображение установки приведено на *рисунке 5.57*.



1 - шкаф с трансформаторами питания прямого и электронного накала пушки;
 2 - тракт напуска газа в камеру ППР;
 3 - электронная пушка;
 4 - большая электромагнитная катушка;
 5 - малая электромагнитная катушка;
 6 - натекатель РРГ-12;
 7 - блоки питания подачи ускоряющего напряжения на электронную пушку;
 8 - клапан форвакуумной откачки стенда;
 9 - турбомолекулярный насос ТМУ262;
 10 - датчик давления Метран-55-ДА тракта охлаждения электронной пушки;
 11 - датчик давления Метран-55-ДА тракта газонапуска;

12 - форвакуумный насос SH-110;
 13 - шкаф питания имитационного стенда;
 14 - камера взаимодействия;
 15 - система развертки электронного пучка;
 16 - смотровое окно Дуб3;
 17 - камера ППР;
 18 - система выхлопа откачки насосов;
 19 - блоки подачи питания на коллектор и мишень;
 20 - сублимационный насос;
 21 - устройство перемещения образцов из камеры загрузки в камеру взаимодействия;
 22 - турбомолекулярный насос ТМУ521;
 23 - форвакуумный мембранный насос

Рисунок 5.56. Общий вид имитационного стенда с плазменно-пучковой установкой

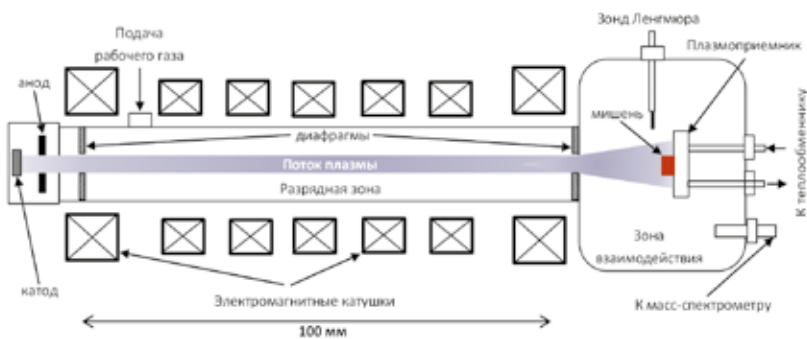
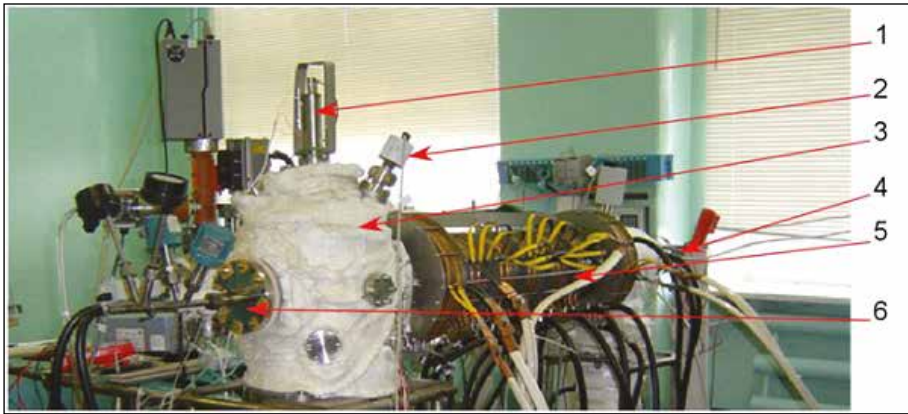


Рисунок 5.57. Схематическое изображение плазменной установки

5.3.2 Методики исследования параметров плазменно-пучкового разряда и материаловедческих исследований

Метод зондовой диагностики плазмы

Для определения параметров плазменного потока в ППУ используется зонд Ленгмюра. Расположение зонда Ленгмюра на камере взаимодействия показано на рисунке 5.58.



- 1 - зонд Ленгмюра (внешняя часть);
- 2 - датчик давления;
- 3 - камера взаимодействия;
- 4 - электронная пушка;
- 5 - камера ППР с электромагнитными катушками;
- 6 - фланец мишенного устройства

Рисунок 5.58. Расположение зонда на камере взаимодействия

Метод зондовой диагностики основан на измерении плотности тока заряженных частиц, при помещенном в плазму электрического проводника, в зависимости от его потенциала.

Электрод изолирован по всей длине, кроме измерительной части, помещенной в плазму. Через источник напряжения зонд электрически соединен с опорным электродом, который одновременно является катодом или анодом разрядного промежутка. Ток на зонде измеряется при различных значениях приложенного напряжения. Из анализа полученной вольт-амперной характеристики (ВАХ) можно извлечь информацию о параметрах плазмы таких, как электронная температура и концентрация заряженных частиц.

Большим достоинством зондового метода является простота измерений, для которых обычно не требуется специальной сложной аппаратуры. Основной недостаток этого метода – возмущение плазмы зондом. Одно из основных положений зондовой теории – допущение о том, что эти возмущения в основном локализуются вблизи зонда, поэтому он мало влияет на состояние плазмы и на режим газового разряда в большей

части объема. В связи с этим размеры зонда и ток, измеряемый зондом из плазмы, не должны приводить к значительным возмущениям плазмы.

Метод масс-спектрометрии излучения плазмы

При проведении испытаний материалов на ППУ контроль среды в полости камеры взаимодействия осуществляли при помощи квадрупольного масс-спектрометра CIS-100 производства «Stanford Research Systems». На *рисунке 5.59* показан внешний вид масс-спектрометра CIS-100.



Рисунок 5.59. Внешний вид масс-спектрометра CIS-100

Анализатор остаточных газов с закрытым ионным источником (масс-спектрометр) CIS100 присоединяли непосредственно к рабочей камере через запорную арматуру. В отличие от анализаторов остаточных газов с открытым ионным источником (RGA), приборы CIS одновременно подключаются к высоковакуумному турбомолекулярному насосу, обеспечивающему нахождение ионизатора при давлении 10^{-9} мм. рт. ст.

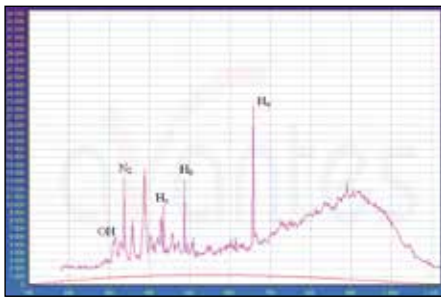
Оптическая спектрометрия излучения плазмы

В последние годы большое развитие получили малогабаритные дифракционные спектрометры с кварцевым оптоволокном для ввода излучения в широком диапазоне волн (200 – 1100 нм), перекрывающем мягкое ультрафиолетовое, видимое и коротковолновую часть инфракрасного излучения. На базе спектрометров фирм Ocean и Avantes можно создавать автоматизированные диагностические комплексы для регистрации эмиссионных спектров из различных областей разряда. Спектры выводятся на компьютер. При определенной доработке можно установить программы автоматической обработки спектров и их анализа. Спектральная диагностика может представлять очень обширную инфор-

мацию о параметрах плазмы. Самым простым и доступным является анализ состава плазмы по излучению возбужденных нейтральных и ионизированных компонентов.

На *рисунке 5.60* представлены спектры водородной и гелиевой плазмы, полученные с помощью спектрометра AvaSpec 2048 в камере взаимодействия установки.

Расшифровка спектров производилась с помощью базы данных американского института стандартов NIST. Отметим, что спектр водородной плазмы, помимо основных линий серии Бальмера, содержит интенсивные линии азота и гидроксила. В спектре гелиевого разряда примеси не наблюдаются. Все спектральные линии на *рисунке 5.60, б)* соответствуют атомарному гелию (He I).



а) оптический спектр ППР с рабочим газом водородом (красным цветом на графике показана калибровочная кривая спектрометра)



б) оптический спектр ППР с рабочим газом гелием

Рисунок 5.60. Оптические спектры ППР с водородом и гелием

Методика материаловедческих исследований

Для исследования структуры исследуемых материалов применяли оптическую металлографию. Для металлографического анализа использовали оптический световой микроскоп OLIMPUS BX41M отдела материаловедческих исследований ИАЭ НЯЦ РК (см. *раздел 1.2.2*).

Для выявления микроструктуры вольфрама использовали химическое травление в растворе, содержащей 50 % плавиковой кислоты и 50 % азотной кислоты. А химического травления молибдена использовался раствор, содержащий 70 % ортофосфорной кислоты, 10 % азотной кислоты, 10 % уксусной кислоты, 10 % воды [46].

Структуру и элементный состав образцов вольфрама и молибдена до и после облучения исследовали на растровом электронном микроскопе JSM-6390, с приставкой энергодисперсионного микроанализа.

Для исследования тонкой структуры поверхностного слоя использовали просвечивающий электронный микроскоп JEM-2100, находящийся в научной лаборатории инженерного профиля «Иргетас» ВКГТУ им. Д.Серикбаева. Исследования проводились методом дифракционной электронной микроскопии тонких фольг при ускоряющем напряжении 125 кВ. Рабочее увеличение в колонне микроскопа выбиралось от 10000 крат до 80000 крат.

Для приготовления фольги с целью исследования обработанной поверхности образцов электроискровым методом вырезали пластинки толщиной 0,2 – 0,3 мм. Полученные пластинки утоняли механическим способом путем шлифования и полирования. Последующее утонение осуществляли по стандартной методике на установке GATAN Model 691 (PIPS – устройство для прецизионного травления) (JEOL, Япония) с использованием финишного распыления ионами Ag с энергией от 2 кэВ до 3 кэВ при скользящем угле падения от 5° до 10°.

Для идентификации фаз, присутствующих в материале, применяли микродифракционный анализ. Для этого использовали схемы микродифракционных картин, рассчитанные по табличным значениям параметров соответствующих кристаллических решеток. Для каждого исследуемого конкретного места на образце была просмотрена большая площадь фольги и отснято до 20 – 30 микроснимков и микродифракционных картин к ним.

5.3.3 Методика исследования взаимодействия плазмы с материалами и выбор режимов плазменно-пучкового воздействия

Методика проведения испытаний материалов на ППУ включает в себя следующие этапы:

- 1) подготовка исходных образцов к испытаниям. В подготовку образцов входит измерение геометрии образца, его массы, выполнение макроснимка со стороны облучаемой поверхности;
- 2) установка исследуемого образца в кассету мишенного устройства. Для каждого исследуемого образца перед экспериментом оцениваются необходимые параметры проведения экспериментов, для получения, требуемого эффекта;
- 3) подготовка установки к проведению испытаний. При подготовке установки к проведению испытаний на имитационном стенде выполняются следующие работы:
 - предпусковая проверка готовности технологических систем и оборудования к проведению эксперимента, правильность настройки систем и оборудования на заданные параметры эксперимента;
 - включение вакуумной системы и получение вакуума с заданными параметрами;
 - включение электронной пушки, вывод её на заданный режим работы. Проверка правильности настройки магнитной системы плазменно-пучковой установки;
 - в режиме плазменно-пучкового разряда настройка подачи газа в камеру взаимодействия;
- 4) подготовка и проведение экспериментов в соответствии с пооперационной программой.

При проведении экспериментов с электронным пучком варьируемыми параметрами являются мощность электронного пучка, длительность импульсов и их количество, при этом осуществляется контроль температуры исследуемого образца с использованием пирометра. Исследова-

ние изменения состояния образцов заключается в определении влияния количества импульсов при данной мощности на степень разрушения (распыления) поверхности, степень повреждения этой поверхности трещинами, глубину повреждения структуры. Для этого после визуального обследования для каждого образца выполняются необходимые операции по аттестации образцов, изготавливается шлиф диаметального разреза образца для электронной микроскопии и оптической металлографии.

При проведении экспериментов в режиме плазменно-пучкового разряда (ППР) однотипные (по составу и геометрической форме) образцы исследуемых материалов подвергаются воздействию плазмы. В процессе исследований варьируется мощность электронного пучка, плотность и температура плазменного потока и диаметр пучка, а также длительность воздействия плазменного пучка на образец и ускоряющий потенциал мишени.

При проведении экспериментов в комбинированном режиме, образцы нагреваются пучком электронов в среде рабочего газа (гелий, водород, дейтерий). При проведении данных экспериментов важным параметром, кроме определения количества всех газовых компонентов, выделяющихся с поверхности образцов, является температура образца.

5.3.4 Эксперименты по моделированию радиационных повреждений под воздействием плазмы

Отдельную проблему представляет радиационное повреждение, эрозия и трансформация приповерхностного слоя материала контактной поверхности первой стенки ИТЭР под действием плазмы. Как отмечено выше, имитационная установка позволяет получать высокие ионные флюенсы при изменении в широких пределах энергии ионов и температуры поверхности. Были проведены эксперименты по взаимодействию плазмы с образцами из молибдена и вольфрама с рабочим газом гелием.

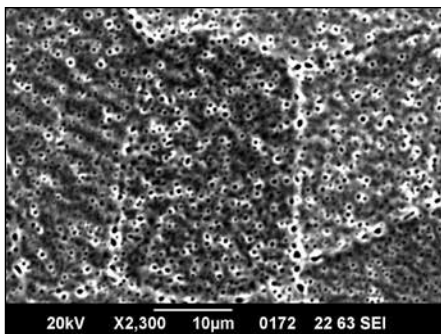


Рисунок 5.61. Образование микропор на поверхности Мо. Флюенс ионов He 10^{21} см⁻², энергия 150 эВ, температура при облучении 1800 К

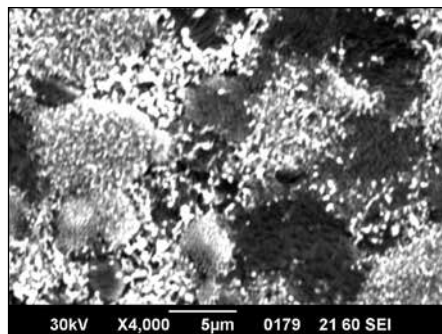


Рисунок 5.62. Образование субмикронных структур на поверхности вольфрама. Флюенс ионов He 10^{22} см⁻², энергия 400 эВ, температура при облучении 1200 К

На рисунках 5.61, 5.62, в качестве примеров таких повреждений под действием потока ионов гелия, показаны рельефы молибденовой и вольфрамовой мишеней, полученные с помощью сканирующего электронного микроскопа.

Дальнейшие экспериментальные усилия с дифференциальной коллаторной системой могут быть направлены на увеличение плотности ионного тока на мишени для проведения высокодозных облучений кандидатных материалов ТЯР.

На рисунке 5.63 показаны металлографические снимки поверхности вольфрама до и после облучения водородной плазмой [47, 48]. Металлографический анализ показал, что облучение водородной плазмой с энергией первичного пучка 2 кВт не приводит к изменению микроструктуры поверхности вольфрама. А после облучения водородной плазмой при энергии первичного пучка 2,5 кВт с потенциалом на мишень от 800 В до 1600 В наблюдается изменение микроструктуры поверхности вольфрама. После облучения водородной плазмой с энергией первичного пучка 2,5 кВт с потенциалом на мишень от 800 В до 1600 В наблюдается уменьшение размера зерна, выявляются границы зерен за счет травления поверхности ионами водорода. Также наблюдаются мелкие дефекты структуры.

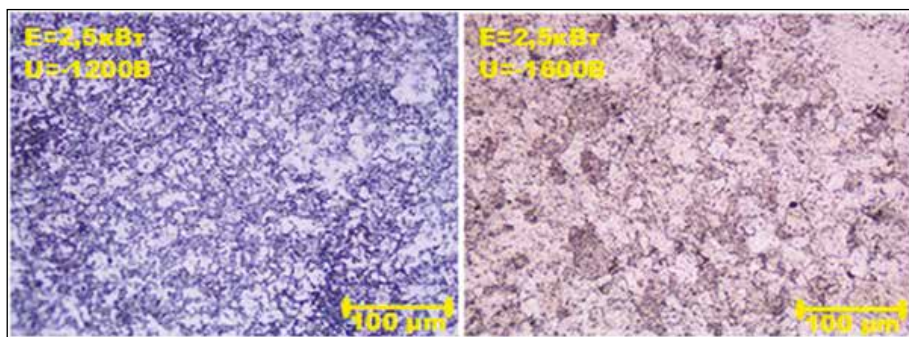


Рисунок 5.63. Микроструктура исходной поверхности образца вольфрама и после облучения водородной плазмой

С помощью растровой электронной микроскопии (РЭМ) была исследована структура вольфрамовых образцов после облучения водородной плазмой при энергии первичного пучка 2,5 кВт с потенциалом на мишень 1200 и 1600 В. На рисунке 5.64 показана микроструктура образца вольфрама, облученного при потенциале 1200 В. Видно, что на поверхности вольфрама наблюдаются распыленные участки. При этом на поверхности отсутствуют разрушения в виде трещин. Обнаружено, что поверхность вольфрама эродирует при облучении водородной плазмой. При этом происходит изменение ее рельефа и на поверхности наблюдаются ямки травления, образующиеся за счет бомбардировки ионами водорода.

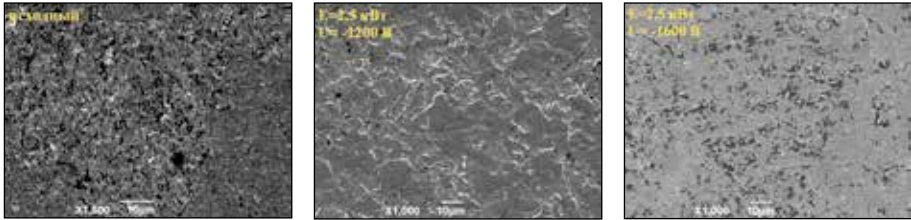


Рисунок 5.64. РЭМ-изображения исходной поверхности образца вольфрама и после облучения плазменным пучком в среде водорода при ускоряющем потенциале 1200 В и 1600 В

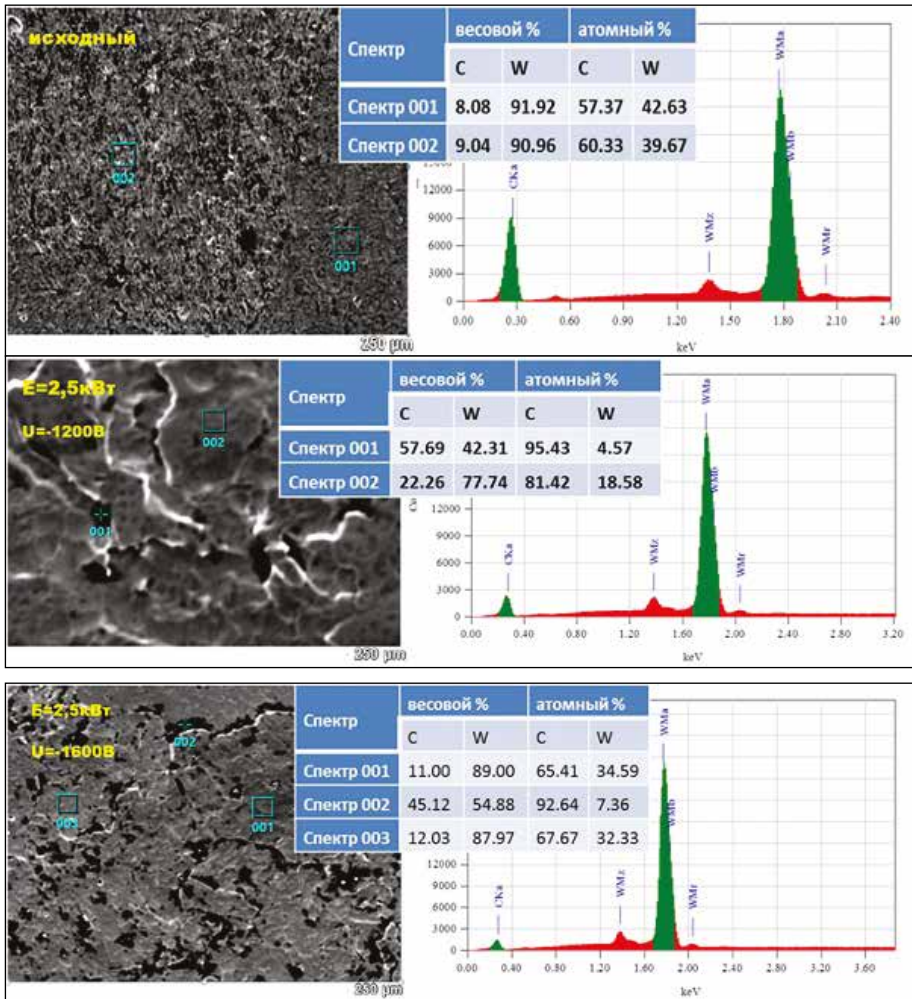
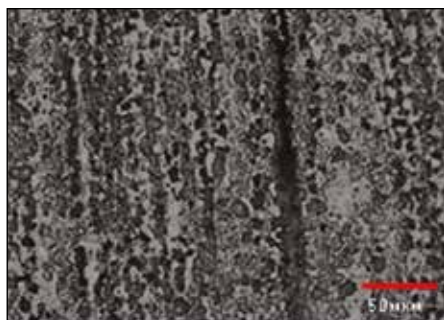


Рисунок 5.65. Результаты рентгеноспектрального микроанализа исходной поверхности образца вольфрама и после облучения водородной плазмой

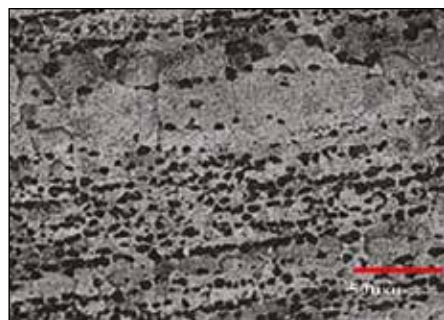
С целью изучения изменения элементного состава поверхности вольфрама после облучения плазменным пучком был проведен рентгеноспектральный микроанализ поверхности с помощью электронного растрового микроскопа. Результаты рентгеноспектрального микроанализа показаны на рисунке 5.65.

Анализ показал, что в составе вольфрама в исходном состоянии и после облучения, помимо вольфрама наблюдается углерод, массовая доля которой составляет от 8 % до 60 %. Такое сравнительно большое количество углерода, видимо, связано с тем, что в камере микроскопа находился остаточный углерод. При облучении водородной плазмой на поверхности накапливается водород, однако, рентгеноспектральным микроанализом не удается определить легкие элементы с порядковым номером меньше 4. На рисунке также видны характерные признаки, отличающие облученную поверхность: присутствие на ней темных пятен микронного масштаба. Анализ структуры этих пятен показывает, что они представляют собой ямки, образующиеся в результате воздействия плазмы.

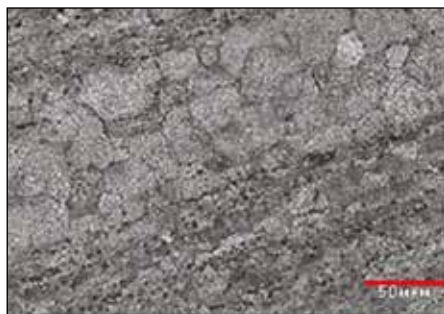
На рисунках 5.66, 5.67 показаны металлографические и полученные методом сканирующей электронной микроскопии снимки поверхности образцов бериллия до и после облучения в среде гелия, водорода и дейтерия [49].



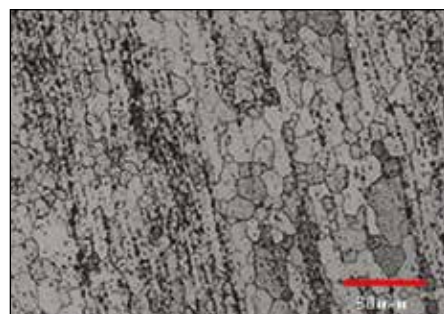
образец W, облученный водородной плазмой



образец W, облученный дейтериевой плазмой



образец W, облученный гелиевой плазмой



исходный образец W

Рисунок 5.66. Микроструктура поверхности бериллиевых образцов до и после облучения

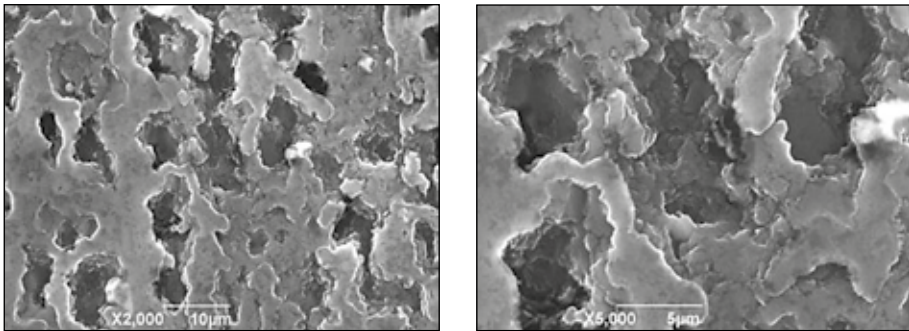


Рисунок 5.67. Результаты микроструктурных исследований, полученных методом сканирующей электронной микроскопии

В результате энергодисперсионного анализа (ЭДС-анализа) в приповерхностном слое образцов идентифицировано, помимо элемента самого материала, присутствие углерода. Выявлено увеличение содержания углерода по сравнению с исходным состоянием. Результаты ЭДС-анализа в приповерхностном слое бериллиевых образцов приведены в *таблице 5.7*. Как видно из таблицы, увеличение количества углерода определено в образце Ве, облученного в дейтериевой среде.

Таблица 5.7. Результаты ЭДС-анализа приповерхностного слоя Ве-образцов

Образец	Элементы								Сумма
	O		N		C		Be		
	мас. %	ат. %	мас. %	ат. %	мас. %	ат. %	мас. %	ат. %	
Ве 7.0	0,11	0,06	-	-	0,26	0,20	99,63	99,74	100,00
Ве 7.1	0,32	0,18	-	-	1,31	0,98	98,37	98,83	100,00
Ве 7.2	0,11	0,06	-	-	1,44	0,93	98,44	99,00	100,00
Ве 7.3	0,69	0,40	0,42	0,28	6,40	4,90	92,49	94,42	100,00
Ве 7.4	0,17	0,10	0,09	0,06	0,76	0,57	98,98	99,27	100,00
Ве 7.5	0,54	0,30	-	-	1,42	1,07	98,05	98,63	100,00

Присутствие менее 1 % примесей кислорода и азота обусловлено их наличием в вакуумной среде камеры микроскопа при проведении анализа.

На *рисунке 5.68* представлен график изменения микротвердости вольфрама в зависимости от вида и режима облучения на ППУ. Микротвердость образца определялась по схеме Виккерса при нагрузке на индентор 100 г. Измерение производилось на поверхности образца. Микротвердость поверхности образца вольфрама в исходном состоянии составила 2700 МПа. После облучения плазменным пучком продолжительностью 2 ч микротвердость увеличилась до 3350 МПа (образец 1-3), а затем

при дальнейшем облучении продолжительностью 6 ч микротвердость снизилась до 2900 МПа (образец 1-4). Повышение микротвердости после плазменного облучения, возможно, связано с появлением дефектной дислокационной структуры за счет бомбардировки ионами водорода. А снижение микротвердости с повышением продолжительности облучения до 6 ч, видимо, связано с появлением мелких пор, блистеров и микротрещин.

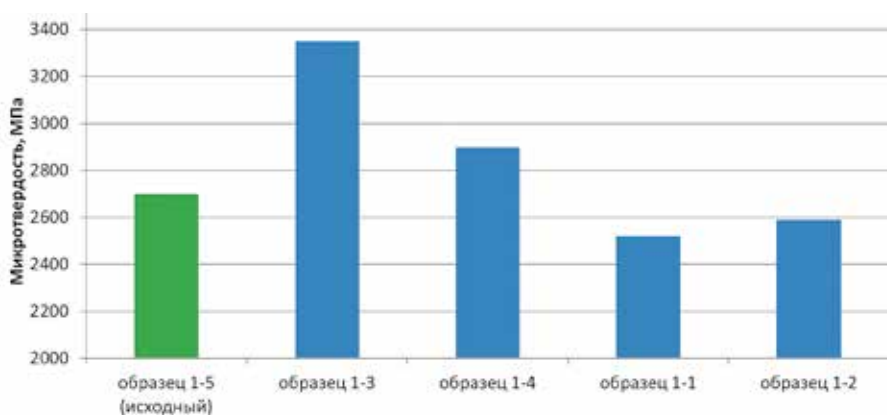


Рисунок 5.68. Микротвердость вольфрама до и после облучения плазменным и электронным пучком

Из рисунка 5.68 видно, что после облучения электронным пучком наблюдается незначительное снижение микротвердости (образцы 1-1 и 1-2). Снижение микротвердости при облучении электронным пучком, главным образом, связано с образованием на поверхности нитевидных трещин и мелких блистеров с неповрежденными крышками [50].

Закключение

Исследованы характеристики плазменно-пучкового разряда в среде водорода, гелия и дейтерия. Параметры плазмы определены с помощью ВАХ, полученные с использованием одиночного зонда Ленгмюра. На основе этих исследований были определены режимы работы, обеспечивающие получение на плазменнопучковой установке плазмы с параметрами наиболее приближенными к параметрам плазмы токамака КТМ. Установлено, что оптимальным режимом работы ППУ для получения плазмы с высокими концентрациями ионов является: мощность первичного пучка 1,5 кВт и ускоряющее напряжение -1200 В и -1600 В. Для того чтобы определить влияние материала мишени и состава рабочего газа нами были проведены работы по определению параметров плазмы в среде водорода, гелия и дейтерия. Полученные результаты показали, что концентрация ионов незначительно зависит от материала и от состава рабочей среды, а электронная температура при использовании бериллия в качестве мишени намного больше, чем при использовании вольфрама. Это, по-видимому, связано с более высокой (по сравнению с вольфрамом)

склонностью бериллия к распылению и с тем, что распыленные частицы бериллия сильно возбуждают плазму вблизи мишени.

Результаты проведенных работ позволят продолжить исследования и оптимизацию режимов работы плазменно-пучковой установки, обеспечивающих возможность достижения предельных (для ППУ) параметров электронного и плазменного пучков, и провести отработку методики экспериментальных исследований воздействия электронного и плазменного пучка на образцы кандидатных материалов термоядерного реактора. Дальнейшее повышение параметров плазменно-пучковой установки (путем ее модернизации) позволит осуществлять исследования кандидатных материалов по двум основным направлениям: первое связано с моделированием предельно высоких импульсных тепловых нагрузок на конструкционные материалы при срывах плазмы, а второе – с генерацией интенсивных ионных потоков и проведением экспериментов с плазменным облучением материалов с предельно высокими ионными флюенсами.

Планируется, что дальнейшие исследования будут направлены на изучение воздействия импульсных тепловых нагрузок и водородной плазмы на конструкционные материалы, такие как бериллий (марки ДШГ-200 или TGP-56FW), графит (Schunk FP479), керамика на основе лития (Li_2O или Li_2TiO_3), и ферритно-мартенситная сталь ЭК-181 и ванадиевые сплавы V-4Cr-4Ti.

5.4 Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными и функциональными материалами ядерных и термоядерных установок

Исследования взаимодействия изотопов водорода с конструкционными материалами ядерных и термоядерных реакторов способствуют решению одной из основных проблем физики твердого тела – разработке фундаментальных основ создания конструкционных материалов с длительным сроком функционирования в условиях интенсивных термических, радиационных, химических, механических и других внешних воздействий.

Основные трудности возникают при прогнозировании эксплуатации известных и новых материалов в атмосфере водорода при наличии радиационных полей. Решение этой задачи невозможно без детальных знаний механизма процесса миграции водорода в твердых телах в условиях одновременного воздействия нескольких факторов. Процесс проникновения водорода сквозь материал является многостадийным и включает в себя: взаимодействие с поверхностью (адсорбция), переход через границу раздела газ-твердое тело (абсорбция), растворение и диффузия водорода в объеме твердого тела и выход обратно в газовую фазу (десорбция). При этом отдельно следует рассматривать реконструкцию поверхности твердого тела при хемосорбции водорода, зарядовые состояния водорода на поверхности и в объеме, миграцию водорода в материале. Большой интерес представляет изучение каждой стадии взаимодействия водорода с твердым телом, особенно при создании неравновесных тер-

модинамических условий, которые возникают в процессе воздействия ионизирующего излучения. Кроме того, система водород-металл является лучшим объектом для моделирования широкого класса процессов в области химической кинетики и гетерогенного катализа, физической электроники твердого тела.

Перспектива использования водорода и водородосодержащих сред в термоядерных энергетических установках типа международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР, в ядерных ракетных двигателях ЯРД, ядерных реакторах АЭС предопределяет необходимость детального изучения поведения конструкционных материалов в среде водорода при одновременном воздействии излучения [51].

Помимо изучения поведения конструкционных материалов ядерных и термоядерных реакторов в условиях облучения и при взаимодействии с изотопами водорода, перед учеными стоит острая проблема установления основных закономерностей взаимодействия этих факторов с материалами, которые планируются к использованию в термоядерных реакторах в качестве функциональных. Основная функция, которую выполняют данные материалы, заключается в способности нарабатывать тритий, являющийся одним из компонентов термоядерного топлива. При существующих технологических возможностях в области термоядерной энергетики получить практически неисчерпаемый источник энергии возможно при реализации термоядерной реакции, что и предполагается сделать в реакторах ИТЭР и ДЭМО.

Использование трития помимо вопросов радиологической безопасности ТЯЭУ ставит вопросы его наработки, которые планируется решать с помощью самого термоядерного реактора. Поэтому каждая проектируемая ТЯЭУ содержит в своей конструкции систему генерации трития, т.н. бридерный бланкет. Почти во всех разрабатываемых бридерных бланкетах в качестве тритийвоспроизводящего материала используются материалы, содержащие литий. В результате ядерной реакции ${}^6\text{Li}$ с нейтроном будет нарабатываться тритий, который после извлечения из системы генерации (бридерного бланкета) будет поступать в термоядерный реактор в качестве топлива [52].

Начиная с 1985 года, в Филиале «Институт атомной энергии» Национального ядерного центра РК в лаборатории внутриканальных испытаний отдела материаловедческих испытаний проводятся экспериментальные исследования по изучению влияния изотопов водорода на конструкционные и функциональные материалы ядерных и термоядерных реакторов в условиях нейтронного облучения. Источником нейтронного облучения при проведении исследований служит исследовательский реактор на тепловых нейтронах ИВГ1.М.

5.4.1 Методы проведения исследований

Основные понятия и методы исследования

Основными уравнениями, описывающими массоперенос водорода в металлах, являются уравнения Фика. Для одномерного случая они записываются следующим образом:

$$J(x,t) = -D(t) \frac{\partial C(x,t)}{\partial x} \quad (5.1)$$

$$\frac{\partial C(x,t)}{\partial t} = D(t) \frac{\partial^2 C(x,t)}{\partial x^2}$$

Первое уравнение описывает скорость проникновения газа через единицу поверхности среды. Второе уравнение определяет накопление водорода в определенной точке среды как функцию времени t .

В зависимости от условий на границах раздела газ-твердое тело $x=0$, $x=l$, уравнения (5.1) представляет задачу Коши с краевыми условиями различного рода:

1) Граничные условия первого рода. В этом случае обычно полагают, что концентрация в приповерхностных слоях равна равновесной растворимости. Тогда для двухатомного газа:

$$C_0|_{t \geq 0} = \Gamma \sqrt{P_0}, \quad x=0 \quad (5.2)$$

$$C_l|_{t \geq 0} = \Gamma \sqrt{P_l}, \quad x=l$$

где $\Gamma = \Gamma_0 \exp(-H_g/RT)$ - растворимость, приведенная к единице давления, P_0 и P_l - давление водорода на границах (на входной и выходной стороне мембраны, например). Физически, граничные условия первого рода означают, что скорость межфазовых процессов бесконечно велика по сравнению со скоростью диффузионного массопереноса.

2) Граничные условия второго рода экспериментально могут быть реализованы, например, в электрохимическом методе проницаемости. В этом случае задаются потоки диффузанта на входе и выходе мембраны, равные постоянной величине:

$$-D \frac{dC}{dx} = J_0, \quad x=0 \quad (5.3)$$

$$-D \frac{dC}{dx} = J_l, \quad x=l$$

3) При граничных условиях третьего рода (в эксперименте по проницаемости) концентрация водорода в приповерхностной области мембраны задается как функция потока сквозь мембрану и давления в газовой фазе. Граничные условия третьего рода делят на линейные и нелинейные относительно концентрации водорода. Линейные стационарные граничные условия позволяют аналитически решать нестационарную диффузионную задачу.

$$K_H P_0 - K_D C_0(t) = J_0(t), \quad x=0 \quad (5.4)$$

$$-K_H P_l + K_D C_l(t) = J_l(t), \quad x=l$$

где K_H и K_D - обобщенные константы насыщения и дегазации, соответственно.

Для более корректного описания процесса, вследствие ассоциативного характера десорбции, следует применять нелинейные нестационарные граничные условия третьего рода, считая скорость дегазации пропорциональной C^2 . Тогда граничные условия можно записать в виде

системы уравнений, описывающих баланс потоков на поверхностях и приповерхностных слоях мембраны:

$$\begin{aligned} s\mu p - bN_0^2 - \rho N_0 + \eta C_0 = 0, \quad x=0 \\ \eta C_1 - \rho N_1 - bN_1^2 = 0, \quad x=l \end{aligned} \quad (5.5)$$

где ρ - константа скорости перехода водорода из адсорбированного в абсорбированное состояние, η - константа скорости выхода атомов водорода из объема на поверхность, s - коэффициент прилипания водорода, равный отношению числа адсорбированных частиц к общему числу падающих частиц на поверхность из газовой фазы, μ - газокинетический коэффициент, равный числу молекул, падающих на единицу поверхности в единицу времени при единичном давлении водорода, b - константа скорости десорбции, N_0 и N_1 - концентрации адсорбированных атомов на входной и выходной поверхности мембраны.

Аналитического решения нестационарной диффузионной задачи при нелинейных граничных условиях третьего рода нет.

Основной задачей традиционно считается определение коэффициентов диффузии изотопов водорода в материале, для чего существует множество методов: метод квазиупругого рассеяния тепловых нейтронов, позволяющий одновременно во времени и в пространстве исследовать элементарные акты диффузии; методы механической релаксации, основанные на использовании эффектов Горского и Сноека; метод ядерного магнитного резонанса; метод определения количества абсорбированного или десорбированного водорода путем измерения электросопротивления или термоэдс; использование эффекта Мессбауэра для изучения механизма диффузии и анизотропии диффузионных скачков.

Однако наибольшее распространение получили методы, основанные на измерении потока газа через материалы: сорбционный, термодесорбционный и метод проницаемости.

Метод проницаемости

Метод проницаемости основан на изучении диффузии газа сквозь образец. Для проведения исследований обычно используется диффузионная ячейка, разделенная мембраной из исследуемого материала на две камеры: входную и выходную. Регистрируется процесс прохождения водорода сквозь образец во времени. К регистрируемым параметрам относятся: распределение концентрации диффундирующего вещества по толщине мембраны, поток или количество прошедшего газа.

Если в резервуаре находится газ при давлении P , то при измерении скорости проникновения газа сквозь мембрану оказывается, что имеется некоторое время, называемое временем запаздывания, по истечении которого газ начинает выходить из мембраны с постоянной скоростью.

В опытах по водородопроницаемости обычно измеряют поток $J(t)$ или количество продиффундировавшего вещества $Q(t) = \int_0^t J(t)dt$, а затем из экспериментально полученных величин, рассчитывают параметры, характеризующие какой-либо процесс в системе водород-металл.

Для определения параметров, описывающих процессы в объеме металла (коэффициента диффузии D и растворимости C_s), лучше всего со-

здать такие условия, чтобы диффузия являлась лимитирующей стадией, и процесс проникновения описывался решением уравнения Фика с граничными условиями 1-го рода.

Чаще всего для определения D и C_0 пользуются решением задачи (1) со следующими краевыми условиями (2):

$$\begin{aligned} C|_{t=0} &= 0, \quad 0 \leq x \leq l \\ C|_{t \geq 0} &= S_0 = \Gamma \sqrt{P_0}, \quad x = 0 \\ C|_{t \geq 0} &= 0, \quad x = l \end{aligned} \quad (5.6)$$

Ясно, что нулевые краевые условия будут выполняться тем точнее, чем лучше обезгажена мембрана перед началом измерений и чем меньше давление водорода над выходной стороной мембраны.

Ход решения такой задачи хорошо известен, и на нем мы останавливаться не будем. Заметим лишь, что на анализе зависимости $Q(t)$, получаемой в результате такого решения, основан самый распространенный метод измерения коэффициента диффузии - метод Дайнеса [53]. Различают три варианта метода проницаемости.

1. Интегральный вариант - измеряется количество газа, прошедшее через мембрану за время t . Кинетическая кривая описывается следующим выражением:

$$\begin{aligned} q(t) &= C_0 DS \left\{ \frac{4l}{\sqrt{\pi}} \sqrt{Dt} - 2l \sum_{m=0}^{\infty} (2m+1) \cdot \operatorname{erfc} \left\{ -\frac{(2m+1)l}{2\sqrt{Dt}} \right\} \right\} = \\ &= C_0 DS \left\{ \frac{t}{l} - \frac{l}{6D} - \frac{2l}{\pi^2 D} \sum_{n=1}^{\infty} \frac{(-1)^n}{n^2} \exp \left\{ -\left(\frac{n\pi}{l} \right)^2 Dt \right\} \right\} \end{aligned} \quad (5.7)$$

где ряды в левой части быстро сходятся при малых временах, а в правой - при больших; l - толщина образца; S - площадь поверхности, D - коэффициент диффузии; t - время, C_0 - концентрация водорода в приповерхностном слое мембраны.

2. Дифференциальный вариант, в котором регистрируется изменение во времени потока газа через мембрану.

Основное решение уравнения диффузии Фика для потока при наличии граничных условий 1-ого рода записывается в виде:

$$Q(t) = \frac{4}{\sqrt{\pi}} \sqrt{\frac{l^2}{4Dt}} \sum_{n=0}^{\infty} \exp \left\{ -\frac{(2n+1)^2 l^2}{4Dt} \right\} \quad (5.8)$$

При больших временах достигается стационарное значение потока, из которого может быть рассчитана константа проницаемости.

Изучение формы зависимости $Q(t)$ позволяет выделить еще ряд характерных точек, связанных с коэффициентом диффузии. Факт совпадения D , рассчитанных по различным характеристическим временам, может быть использован в качестве критерия однородности диффузионной среды и возможности описания экспериментальных условий краевыми условиями (5.2).

Различают два режима проведения экспериментов: режим «прорыва», описанный выше, и режим «откачки». В последнем случае, если после достижения стационарного потока в некоторый момент времени удалить исследуемый газ с входной стороны мембраны, то зависимость скорости потока на выходе от времени (кривая «откачки») имеет вид:

$$Q(t) = Q_{\infty} \sum_{n=1}^{\infty} (-1)^{n+1} \exp \left\{ - \left(\frac{n\pi}{l} \right)^2 Dt \right\} \quad (5.9)$$

Полная кривая «прорыв-откачка» в дифференциальном варианте метода проницаемости описывает искажение прямоугольного импульса концентрации бесконечной длительности, возникающее при прохождении его через мембрану.

Преимущество метода проницаемости заключается в возможности измерения в одном эксперименте коэффициентов диффузии, растворимости и проницаемости. Каждый из перечисленных методов проницаемости может работать в адсорбционно-десорбционном режиме, а также в режиме «прорыва-откачки». Метод дает возможность смены направления потока, когда входная и выходная стороны мембраны меняются местами. Интегральный вариант метода проницаемости является самым чувствительным и самым инерционным. Дифференциальный вариант является более динамичным. Импульсный вариант позволяет сократить время эксперимента, так как нет необходимости дожидаться стационарного значения потока, но в то же время он имеет самую низкую чувствительность.

Сорбционный метод

Сорбционный метод основан на изучении миграции примеси из окружающей атмосферы в твердое тело и позволяет одновременно определять константу растворимости и коэффициент диффузии. В процессе эксперимента регистрируется либо уменьшение концентрации диффузанта в газовой фазе, либо увеличение его количества в образце. По сравнению с методом проницаемости сорбционный метод обладает тем преимуществом, что позволяет использовать для исследований образцы любой формы. Отсутствие перепада давления, позволяющее работать с хрупкими и эластичными материалами, обеспечивает изучение диффузии в тонких пленках с низким коэффициентом диффузии.

В случае пластины толщиной l , первоначально свободной от диффузанта, при выполнении граничных условий первого рода (диффузия из постоянного источника) количество вещества, вошедшее в образец к моменту времени t , описывается уравнением:

$$\begin{aligned} \gamma_t &= \frac{M_t}{M_{\infty}} = 4 \left(\frac{Dt}{l^2} \right)^{1/2} \left\{ \frac{1}{\sqrt{\pi}} + 2 \sum_{n=1}^{\infty} (-1)^n \operatorname{erfc} \frac{nl}{2\sqrt{Dt}} \right\} = \\ &= 1 - \frac{8}{\pi^2} \sum_{m=0}^{\infty} \frac{1}{(2m+1)^2} \exp \left\{ - \frac{(2m+1)^2 \pi^2 Dt}{l^2} \right\} \end{aligned} \quad (5.10)$$

где $M = C_0 S l = C_S P l$ - количество вещества в образце при окончании сор-

бционного процесса; D - коэффициент диффузии; C - концентрация газа на входной поверхности образца; S - площадь поверхности пластины; C_s - константа растворимости газа в материале образца; P - парциальное давление паров диффузанта в резервуаре.

Поток диффузанта в пластину равен:

$$Q(t) = \frac{8DC_0S}{l} \sum_{m=0}^{\infty} \exp\left\{-\frac{(2m+1)^2 \pi^2 Dt}{l^2}\right\} \quad (5.11)$$

Десорбционный метод

Десорбционный метод основан на изучении процессов миграции примеси из образца в окружающую среду. При этом в процессе экспериментов регистрируется либо уменьшение количества диффузанта в образце, либо увеличение его концентрации в рабочей камере. В последнем случае различают интегральный вариант – измерение количества газа, выделившегося из образца к моменту времени t , и дифференциальный – измерение потока газа из образца во времени. Феноменологическая теория метода аналогична сорбционному методу, но возможности его гораздо шире. Во-первых, варьируя условия введения газа в образец, можно получать различные концентрационные профили и тем самым изучать газовыделение при различном характере распределения диффузанта по объему образца. В результате можно усиливать или ослаблять влияние на кинетику миграции приповерхностных слоев материала, в частности переходить от объемной диффузии к десорбции с поверхности. Во-вторых, десорбцию легко проводить в различных режимах: изотермический или изохронный отжиг, ступенчатый, линейный или пилообразный нагрев.

Обычно предполагают, что газовыделение происходит либо путем диффузии, либо путем десорбции первого или второго порядка. В диффузионном режиме процесс газовыделения описывается или уравнениями Фика в случае классической диффузии или уравнениями диффузии в дефектной среде.

Из вышеперечисленных режимов проведения экспериментов по десорбции наиболее информативным является метод термостимулированного газовыделения в режиме линейного нагрева образца, при котором температура увеличивается по закону:

$$T = T_0 + \beta t \quad (5.12)$$

где T_0 - начальная температура, К; β - скорость нагрева образца, град/с; t - время нагрева, с.

Тогда временную зависимость коэффициента диффузии можно представить в виде:

$$D(t) = D_0 \exp\left(-\frac{E}{R(T_0 + \beta t)}\right) \quad (5.13)$$

Для получения зависимости потока от времени пользуются готовыми выражениями для коэффициента диффузии, заменив в них все D на $D(t)$ по предыдущему уравнению, а все произведения Dt - на t (интегральное время):

$$\tau_{\text{ш}} = Dt = \int_0^l D(\tau) d\tau \quad (5.14)$$

В режиме линейного нагрева:

$$\tau_{\text{ш}} = \frac{D_0 E}{\beta R} \left\{ -\frac{\exp(\tau)}{\tau} + E_i(\tau) \right\} \left| \begin{array}{l} \tau = -E / R(T_0 + \beta t) \\ \tau = -E / RT_0 \end{array} \right. \quad (5.15)$$

где E_i - интегро-показательная табулированная функция, равная:

$$E_i(z) = \int_{-\infty}^z (\exp(z) / \tau) d\tau \quad (5.16)$$

Кинетический режим газовыделения характерен для десорбции с поверхности, диффузии в сильно дефектных средах или в образцах с сильно развитой поверхностью, а также при наличии интенсивных фазовых переходов, твердофазных реакций, отжига дефектов и т.д. В этом режиме газовыделение практически не зависит от начального концентрационного профиля, геометрии и размеров образца и обычно происходит при температурах значительно ниже температуры обычной объемной диффузии. Такое поведение диффузанта обусловлено «диффузией одного скачка», когда для выхода из твердого тела атому нужно сделать лишь небольшое количество скачков (не более 100).

Поток газа из образца в режиме линейного нагрева

$$I(t) = C_0 k_0 \exp\left\{-\frac{E}{RT}\right\} \exp\left[-k_0 t \exp\left\{-\frac{E}{RT}\right\}\right] \quad (5.17)$$

где $k_0 = \pi^2 D/d^2$; d - длина диффузионного скачка; C - концентрация атомов газа, оставшихся в образце к моменту времени t .

Пики газовыделения при наличии кинетического режима дегазации значительно уже и симметричнее пиков объемной диффузии. Для температуры максимума газовыделения в работе [54] записано следующее соотношение между диффузионными характеристиками:

$$\frac{D}{H^2} = k_0 / \pi^2 = \frac{\beta E}{\pi^2 R T_m^2} \exp\left\{\frac{E}{R T_m}\right\} \quad (5.18)$$

$$\ln \pi^2 D_0 R - \ln E - \ln \beta H^2 = \frac{E}{R T_m} - 2 \ln T_m \quad (5.19)$$

Если кинетика дегазации осложнена взаимодействием атомов диффузанта друг с другом или с неоднородностями структуры образца, то

$$I(t) = -\frac{dC}{dt} = k_0 C^n \exp\left\{-\frac{E}{R(T_0 + \beta t)}\right\} \quad (5.20)$$

где n - формальный порядок реакции.

При однопрыжковом механизме миграции скорость газовыделения определяется уравнением десорбции первого порядка. Термодесорбционный пик газовыделения в этом случае имеет несимметричную форму и его положение не зависит от начального количества газа в образце. При десорбции по второму порядку пик газовыделения имеет симметричную форму.

Одним из основных параметров, характеризующих газовыделение, является энергия активации процесса. Обычно энергию активации вычисляют по положению характерных точек на кривой газовыделения, например, по T , при которой достигается максимум потока газа из образца. В работе [55] показано, все формулы можно записать в виде универсального соотношения

$$A_s E_T \beta T_*^{-2} = \exp(-E_T / kT_*) \quad (5.21)$$

где β - скорость нагрева, К/с; $k = 8,62 \times 10^{-5}$ эВ/К.

Параметр A_s зависит от предполагаемого механизма газовыделения и выбора характеристической температуры T_* . Если брать $T_* = T_m$ и $A_s = A_m$, то для десорбционного процесса первого порядка $A_m = 1/(v_1 k)$, для десорбционного процесса второго порядка $A_m = 1/(v_2 k N_0)$, для газовыделения, лимитируемого диффузией ионно-внедренного водорода $A_m = R_p^2 / (2D_0 F_m k)$, где v_1, c^{-1} и $v_2, cm^2 c^{-1}$ - предэкспоненциальные множители в коэффициентах десорбции, N_0, cm^{-2} - начальная поверхностная концентрация имплантированных частиц; R_p^2, cm - средний пробег ионов; $D_0, cm^2 c^{-1}$ - предэкспоненциальный множитель коэффициента диффузии; F_m - безразмерный параметр, зависящий от формы профиля концентрации ионов.

Для вычисления параметра A используют значения для v_1 : $10^{13} - 10^{15} c^{-1}$, а для v_2 : $10^2 - 10^0, c^{-1}$. Для устранения неопределенностей, связанных с вычислением параметра A , нужно проводить термодесорбционные эксперименты при различных скоростях нагрева и воспользоваться тем, что зависимость функции $L_s = \ln(aT_*)$ от T^{-1} является линейной. Тогда построив график такой зависимости, можно по наклону ее вычислить E_T , не вводя никаких предположений о механизме газовыделения. Совпадение значений энергий активации, полученных для различных участков термодесорбционной кривой, будет свидетельствовать о том, что газовыделение осуществляется действительно посредством одного процесса.

5.4.2 Экспериментальные установки для проведения исследований

Экспериментальный стенд ЛИАНА

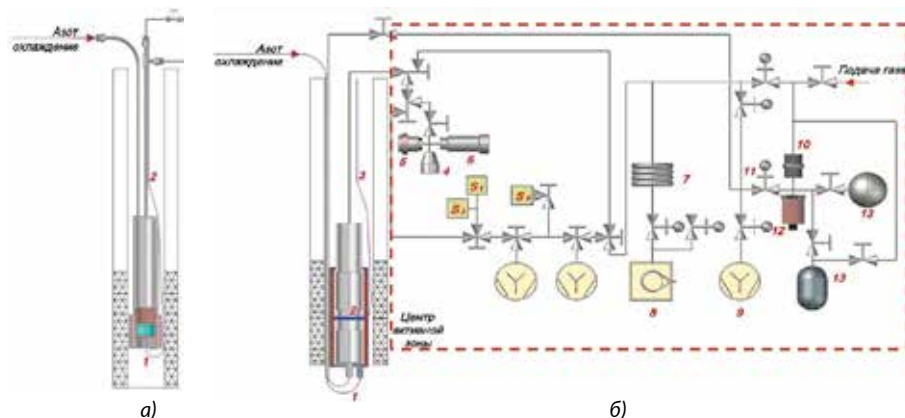
Экспериментальный стенд ЛИАНА расположен в реакторном зале исследовательского реактора ИВГ.1М (рисунок 5.69). Стенд позволяет проводить эксперименты по изучению процессов взаимодействия изотопов водорода с конструкционными материалами ЯР и ТЯР различными методами (такими как метод водородопроницаемости (ВП), метод газовой абсорбции и метод газовой термодесорбции (ТДС)), при температурах образца от 20 до 1300 °С и входных давлениях изотопов водорода до 10 атм.

Экспериментальный стенд функционально состоит из ампульного устройства (АУ) с диффузионной ячейкой, содержащей образец (см. рисунок 5.70) и рабочего блока (на рисунке он выделен красной пунктирной линией.) На рисунке 5.70, а представлено ампульное устройство, которое используется в экспериментах проводимых методом газовой абсорбции и ТДС, а на рисунке 5.70, б представлена схема стенда ЛИАНА с ампульным устройством, используемым в экспериментах по водородопроницаемости конструкционных материалов.



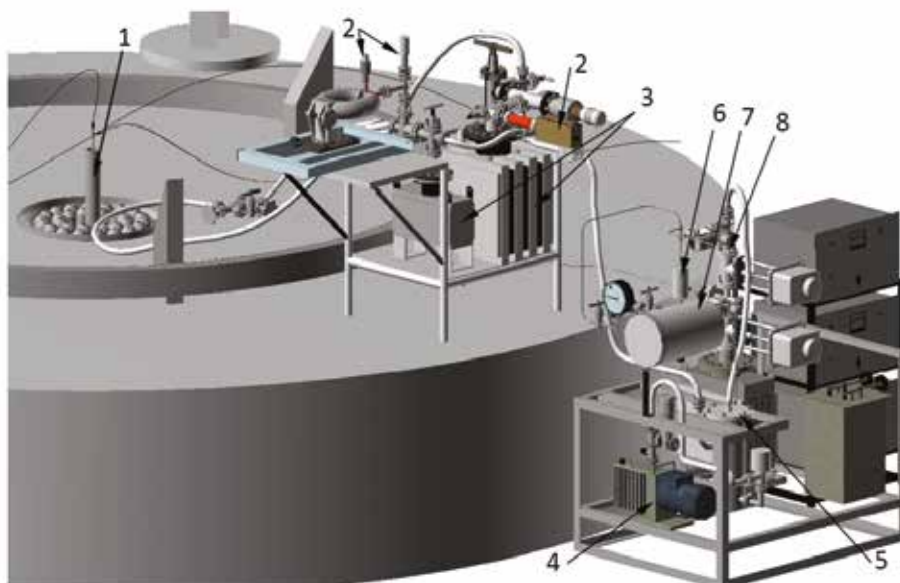
Рисунок 5.69. Размещение стенда ЛИАНА в реакторном зале реактора ИВГ.1М

АУ состоит из экспериментальной ячейки с исследуемым образцом, электрического нагревателя, устройства газового охлаждения, термопар и соединительной трубы с фланцем.



1 - ампульное устройство с образцом; 2 - исследуемый образец; 3 - термопары; 4 - датчик давления Convec Torr; 5 - датчик давления ИКД-100; 6 - датчик давления ASG 2; 7 - азотная ловушка; 8 - форвакуумный насос; 9 - высоковакуумный насос; 10 - водородный фильтр; 11 - датчик давления ПМДФ; 12 - вакуумный вентиль; 13 - емкость для спектрально чистого водорода; S1, S2, S3 - масс-спектрометры: ИПДО-1 (с датчиком РМО-13), МХ-6407; RGA-100

Рисунок 5.70. Принципиальная схема стенда ЛИАНА в экспериментах методом ВП и газовой абсорбции



1 – ФКЭ (физический экспериментальный канал); 2 – масс-спектрометры: ИПДО-1 (с датчиком РМО-13), МХ-6407; RGA-100; 3 – высоковакуумные насосы; 4 – форвакуумный насос; 5 – азотная ловушка; 6 – водородный фильтр; 7 – емкость для спектрально чистого водорода; 8 – вакуумные вентили

Рисунок 5.71. 3Д-модель стенда ЛИАНА в экспериментах методом ВП и газовой абсорбции

Рабочий блок, в свою очередь, функционально состоит из вакуумной системы, системы очистки и напуска изотопов водорода и информационно-измерительного комплекса.

Вакуумная система экспериментального стенда позволяет провести подготовку стенда к работе и создать необходимые условия для проведения экспериментов. Вакуумная система состоит из форвакуумной и высоковакуумной частей, соединенных между собой трубопроводами с запорной арматурой. Данная система оснащена вакуумным насосом (НВР-5ДМ) с азотной ловушкой и магниторазрядными насосами (НЭМ-300, НОРД-100 и НОРД-250). Насос НВР-5ДМ с азотной ловушкой служит для предварительной откачки всей системы и обеспечивает минимальное давление для начала работы высоковакуумных магниторазрядных насосов. Насосы НЭМ-300, НОРД-100 и НОРД-250 создают необходимые условия (давление) в объеме ампульного устройства, измерительного тракта и в системе напуска изотопов водорода.

Система очистки и напуска экспериментального стенда обеспечивает напуск спектрально чистого водорода и его изотопов на входную сторону исследуемого образца (в экспериментах по водородопроница-

емости) или в объем экспериментальной ячейки АУ с исследуемым образцом (в экспериментах по газовой абсорбции). Очистка водорода и его изотопов осуществляется с помощью палладий-серебряного фильтра. Спектрально чистый водород для экспериментов накапливается в накопительную емкость до заданного давления. Система очистки и напуска оснащена вакуумными и газовыми трубопроводами, запорной арматурой и вакуумным насосом для обеспечения периодической откачки и напуска водорода на входной стороне образца после цикла измерений.

Информационно-измерительный комплекс (ИИК) обеспечивает контроль и управление параметров стенда в процессе подготовки и проведения научных исследований и масс-спектрометрическую регистрацию проникающих или выделяющихся газов из исследуемого образца.

На *рисунке 5.72* представлена структурная схема ИИК стенда ЛИАНА.

ИИК стенда ЛИАНА автоматизирован и представляет собой комплект программных и аппаратных средств, предназначенных для ввода сигналов первичных преобразователей (датчиков) в виде напряжения или тока, обеспечения согласования сигналов, гальванической развязки сигнальных цепей, цифровой передачи, обработки, регистрации и представления данных в единицах физических величин.

В ИИК реализованы следующие виды каналов:

- 8 каналов измерения температуры на основе термоэлектрических преобразователей (термопар) градуировки ХА и ХК, предназначенных для измерения температуры ампульного устройства.
- 1 канал измерения температуры на основе термопреобразователя сопротивления ТСП100, предназначенного для измерения температуры холодного спая;
- 1 канал измерения давления на основе датчика Сапфир-22ДИ, предназначенного для контроля давления в системе охлаждения ампульного устройства,
- 5 каналов измерения разрежения (вакуума), предназначенных для контроля разрежения в измерительном тракте и трубопроводе подачи газа в ампульное устройство и накопительной емкости,
- 7 каналов ввода и регистрации сигналов, соответствующих мощности реактора ИВГ.1М, поступающих от аппаратуры «Карпаты» СУЗ.

Регистрация прохождения изотопов водорода через образец производится с помощью масс-спектрометров ИПДО-1 (с датчиком РМО-13), МХ-6407, RGA-100, установленных в выходной камере и позволяющих определять парциальные давления остаточных газов с точностью $\pm 10\%$ в диапазоне давлений от 10^{-3} до 10^{-8} Па. Система нагрева ячейки АУ с исследуемым образцом выполнена на базе высокоточного регулятора температуры (ВРТ), и обеспечивает реализацию всех необходимых температурных режимов в проводимых экспериментах с точностью $\pm 2^\circ\text{C}$. Измерение давления водорода и его изотопов в системах установки производится деформационным газоразрядным вакуумметром ВДГ-1, деформационным датчиком ИКД-100 и термопарным датчиком ConvecTorr.

Инженерный АРМ (автоматизированное рабочее место) в составе ИИК расположен в помещении, защищенном от излучений реактора (см. *рисунок 5.73*), и предусматривает режимы функционирования: преду-

сковой, пусковой и послепусковой обработки. Функции представления оперативной технологической информации, управление режимами наблюдения в реальном времени и регистрации данных реализованы на базе графического компьютерного терминала ПЭВМ IBM PC.

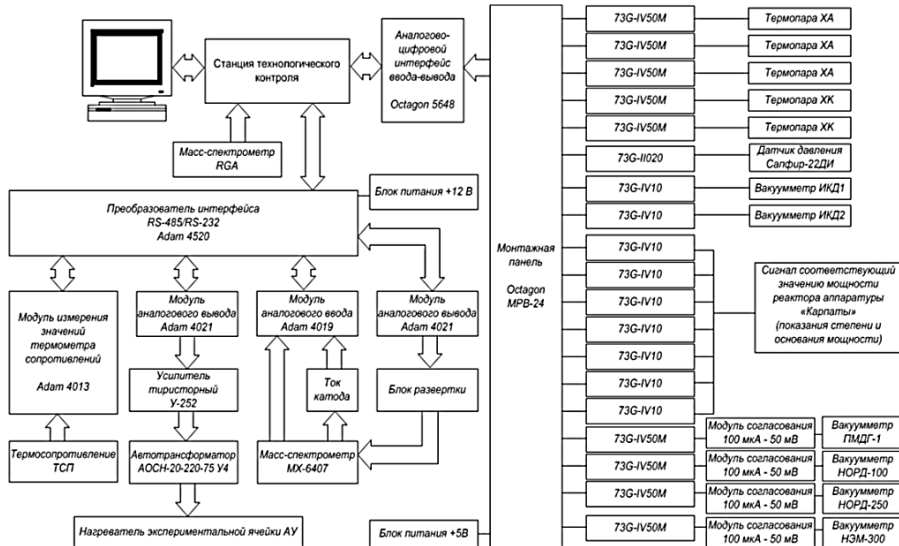
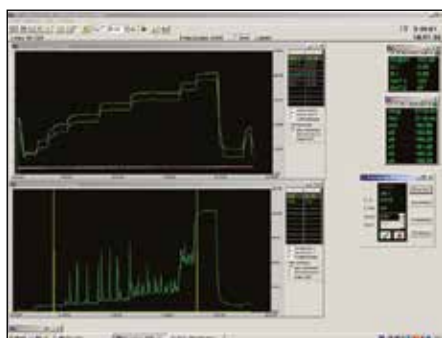


Рисунок 5.72. Схема системы автоматизации, контроля и регистрации экспериментального стенда

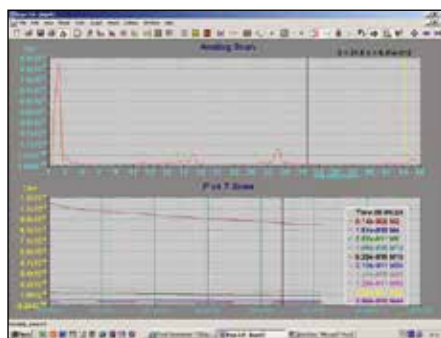


Рисунок 5.73. Пультовая экспериментального стенда ЛИАНА

На рисунке 5.74, а представлен вид окна управления ИИК и вид окна программы масс-спектрометрической регистрации ИИК – рисунок 5.74,б.



а)



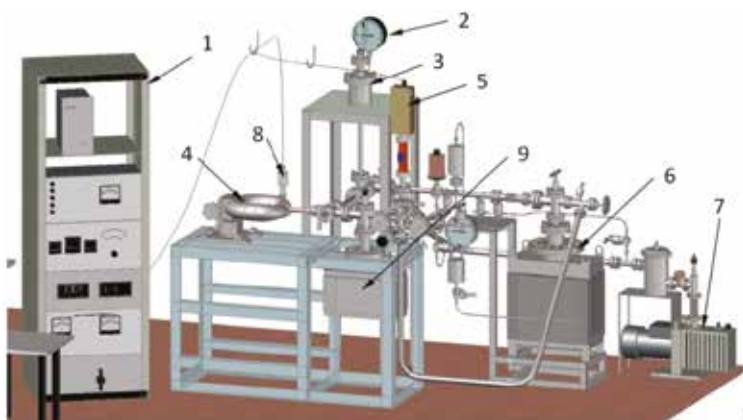
б)

Рисунок 5.74. Вид окна интерфейса рабочей станции ИИК при проведении внереакторного эксперимента

Экспериментальная установка ВИКА

Экспериментальная установка ВИКА позволяет проводить эксперименты по изучению газовой выделению из материалов ядерных и термоядерных реакторов методом температурно-программируемой десорбции в интервале температур от 20 °С до 1500 °С с масс-спектрометрической регистрацией выделяющихся газов.

На рисунке 5.75 представлен общий вид экспериментальной установки ВИКА.



1 – стойка ВИШНЯ с приборами; 2 – манометр для контроля давления воды; 3 – вакуумная камера; 4 – магнит; 5 – масс-спектрометр RGA-100; 6 – насос НОРД-250; 7 – насос НВР-5ДМ с азотной ловушкой; 8 – омегатронная лампа RMO-13, масс-спектрометра ИПДО-2; 9 – насос НОРД-100

Рисунок 5.75. Экспериментальная установка ВИКА (3D модель)

В таблице 5.8 представлены технические характеристики экспериментальной установки ВИКА. Принципиальная вакуумная схема установки представлена на рисунке 5.76.

Таблица 5.8. Технические характеристики установки ВИКА

Характеристика	Значение
Интервал рабочих температур	от 30 до 1500 °С
Давление в рабочем объеме камеры при 1500 °С	10 ⁻⁴ Па
Точность автоматического поддержания температуры относительно заданной	± 0,5 °С
Диапазон скоростей нагрева образца	от 2 до 50 °С/мин

Установка включает в себя две рабочих вакуумных камеры, систему откачки и информационно-измерительную систему (ИИС).

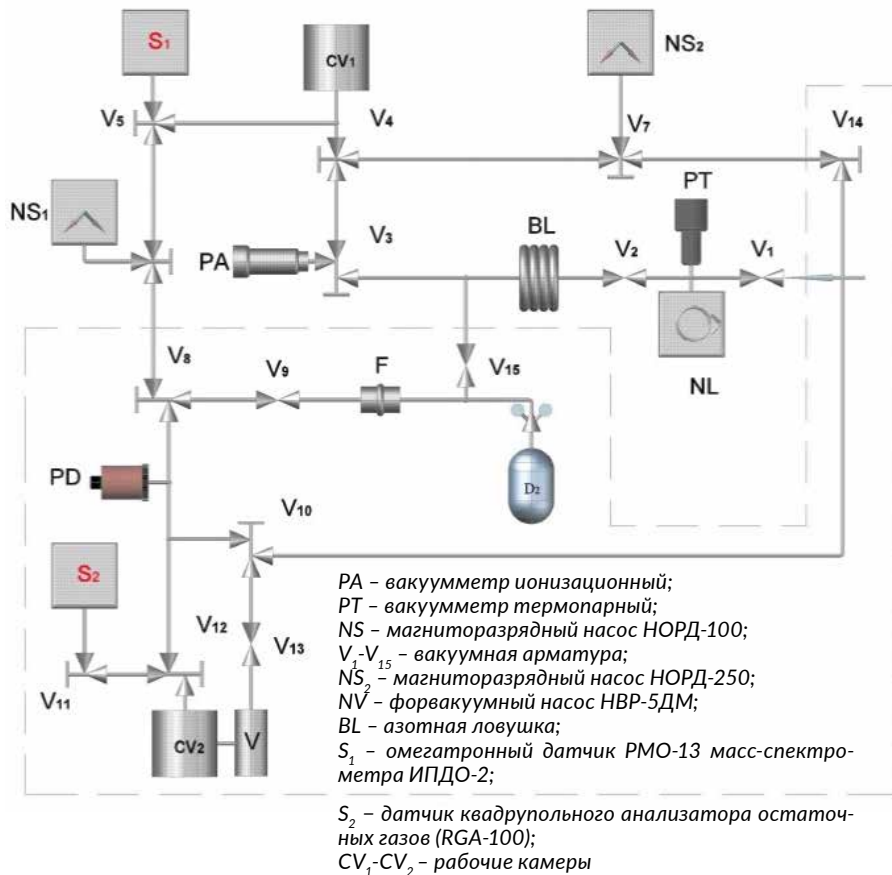
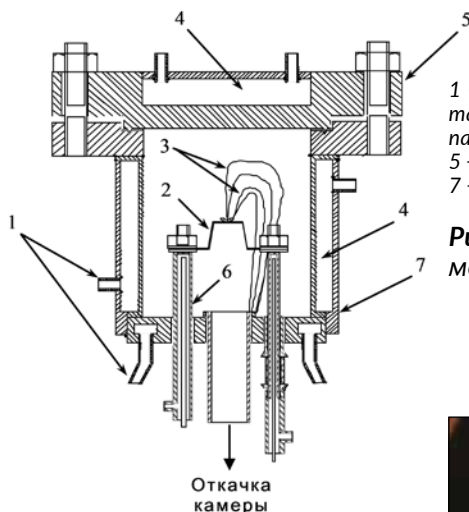


Рисунок 5.76. Принципиальная схема экспериментальной установки ВИКА

Первая вакуумная камера, предназначенная для проведения ТДС-экспериментов с небольшими образцами диаметром до 10 мм и массой до 1 грамма, представляет собой цельнометаллическую высоковакуумную конструкцию, охлаждаемую водой (рисунок 5.77). Внутри камеры смонтирован нагреватель, представляющий собой танталовую пластину с закрепленным на ней танталовым тиглем (рисунок 5.78), в который загружается исследуемый образец. Температура образца регистрируется двумя термопарами ВР-5/20, заведенными в камеру через герморазъем и закрепленными на тигле.

Вторая вакуумная камера, позволяет проводить ТДС эксперименты с исследуемыми образцами массой до одного килограмма при нагреве образцов до 700 °С. Данная камера представляет собой цельнометаллическую конструкцию, снабженную внешним нагревателем и гермовводом для термопары. Чертеж и внешний вид второй вакуумной камеры приведен на рисунке 5.79.

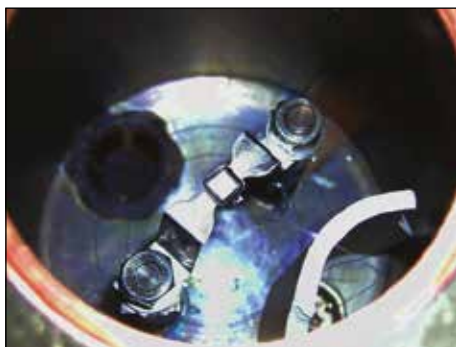
Для решения различных экспериментальных задач к экспериментальной установке ВИКА вместо второй рабочей камеры могут быть подключены другие экспериментальные устройства. Так, при проведении работ с вольфрамом, на установке ВИКА было изготовлено и монтировано в вакуумную систему установки ампульное устройство для насыщения образцов вольфрама изотопами водорода.

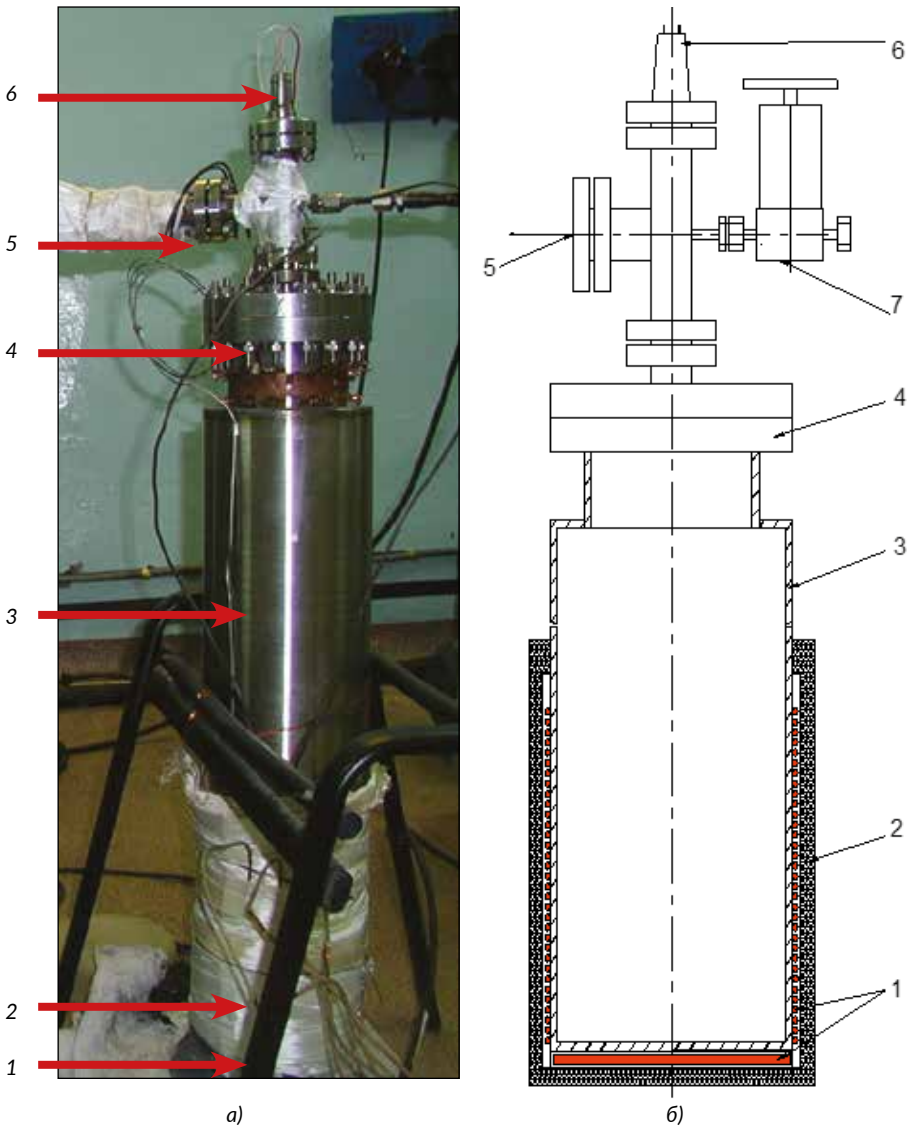


1 – патрубки водяного охлаждения; 2 – танталовый нагреватель с тиглем; 3 – термопары ВР; 4 – контур водяного охлаждения; 5 – крышка вакуумной камеры; 6 – тоководы; 7 – корпус вакуумной камеры

Рисунок 5.77. Вакуумная рабочая камера установки ВИКА

Рисунок 5.78. Танталовый нагреватель с исследуемым образцом и термопарой перед проведением экспериментов по термодесорбции





1 - нагреватель, 2 - теплоизоляция, 3 - корпус, 4 - крышка, 5 - тракт вакуумной откачки, 6 - гермоввод, 7 - вентиль

Рисунок 5.79. Внешний вид второй рабочей камеры установки ВИКА (а) и схема (б)

Для обеспечения требуемого давления в рабочих камерах установки используется дифференциальная система откачки, включающая в себя форвакуумный насос НВР-5ДМ с азотной ловушкой и два

магниторазрядных насоса НОРД-100 и НОРД-250. Форвакуумный насос служит для предварительной откачки газов из рабочей камеры после загрузки образца в тигель, магниторазрядный насос НОРД-250 применяется для откачки рабочей камеры в процессе отжига после загрузки образцов в камеру, а насос НОРД-100 служит для создания высокого вакуума в камере и измерительной части системы экспериментальной установки непосредственно в процессе проведения эксперимента.

ИИС экспериментальной установки ВИКА представляет собой комплект программных и аппаратных средств, посредством которой осуществляется контроль и измерение давления в вакуумном тракте и температуры образца. Структурная схема ИИС установки представлена на рисунке 5.80.

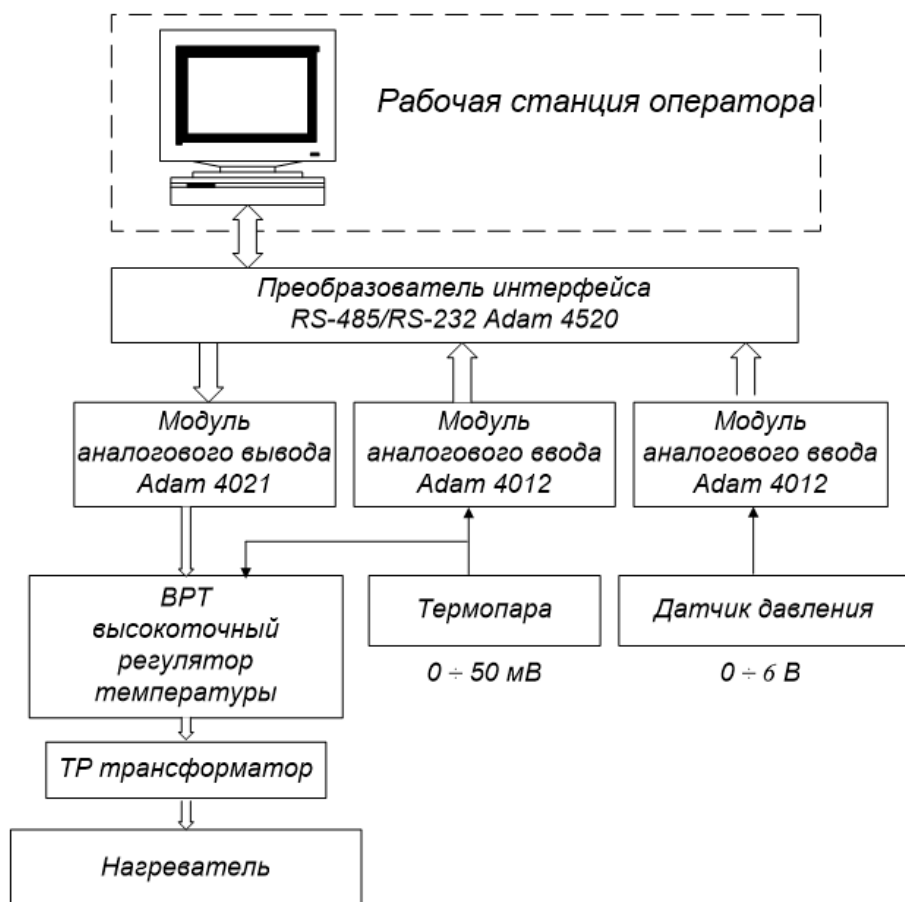


Рисунок 5.80. Структурная схема ИИС установки ВИКА

В ИИС установки реализованы следующие виды каналов:

- 1 канал управления нагревателем посредством подачи управляющего сигнала в диапазоне от 0 до 50 мВ на высокоточный регулятор температуры ВРТ;
- 1 канал измерения температуры на основе термоэлектрического преобразователя (термопары) градуировки ВР, предназначенного для измерения температуры нагреваемого образца конструкционных материалов;
- 1 канал измерения давления на основе датчика ИКД-6ТДа-100, предназначенного для контроля давления в камере.

Приведенная относительная погрешность для измерительных каналов не превышает 3 %. Регистрация выделяющихся газов из исследуемого образца производится с помощью масс-спектрометров ИПДО-2 (с датчиком РМО-13) и RGA-100. Система управления нагревом обеспечивает: возможность регулирования скорости нагрева образца в интервале от 2 до 50 °С/мин; сбор и регистрацию текущей измерительной информации с частотой 1 Гц в режиме реального времени; отображение полученной информации на экране монитора; регистрацию измерительной информации в виде файла-регистрации на накопитель ПЭВМ.

Установка ВИКА автоматизирована. Аналоговые сигналы масс-спектрометра и термопар после аналого-цифрового преобразования поступают в виде цифрового кода в ПЭВМ, где обрабатываются и записываются в файл в виде таблицы.

5.4.3 Реакторные облучательные устройства для проведения экспериментов

Для реализации реакторных экспериментов по исследованию процессов взаимодействия изотопов водорода с различными материалами были сконструированы и изготовлены специальные облучаемые ампульные устройства (рисунк 1.22). Ампульные устройства создавались исходя из задач исследования и характера технического обслуживания, связанного с этими задачами.

АУ обеспечивает размещение исследуемого образца на уровне центра активной зоны реактора ИВГ.1М внутри корпуса физического экспериментального канала (ФКЭ), откачку объемов экспериментальной ячейки, подачу водорода и его изотопов в объем ячейки с образцом, регулировку и поддержание исследуемого температурного режима образца.

АУ включает в себя: экспериментальную ячейку, в которой размещался исследуемый образец; омический нагреватель (провод КТМС ХК), предназначенный для нагрева исследуемого образца; термопары для контроля и регистрации температуры образца и корпуса АУ; устройство газового охлаждения в виде одетого на экспериментальную ячейку кожуха охлаждения для поддержания исследуемой температуры образца при проведении реакторных экспериментов.

Ниже представлены технические характеристики ампульного устройства.

Габаритные размеры ампульного устройства:

- длина 2300 мм;
- диаметр не более 60 мм.

Габаритные размеры экспериментальной ячейки:

- длина 120 мм;
- диаметр 28 мм.

Геометрия и размеры образца:

- образец типа круглой мембраны: диаметр 25 мм, толщина от 1 до 2 мм;
- образец трубчатый: трубка диаметром от 10 до 12 мм с толщиной стенки 1 мм и длиной 120 мм.

Мощность электрического нагревателя – от 400 до 600 Вт.

Максимальный расход газа в системе охлаждения – 60 г/с.

Термопары хромель-алюмель (ХА), хромель-копель (ХК).

Температурный интервал исследуемого образца – от 300 до 1200 °С.

Рабочее давление газов:

- на входной стороне образца – от 100 до 105 Па;
- на выходной стороне – 10^{-5} Па.

Внешний вид экспериментального АУ и размещение в экспериментальном канале реактора ИВГ.1М представлены на рисунке 5.81.



а)

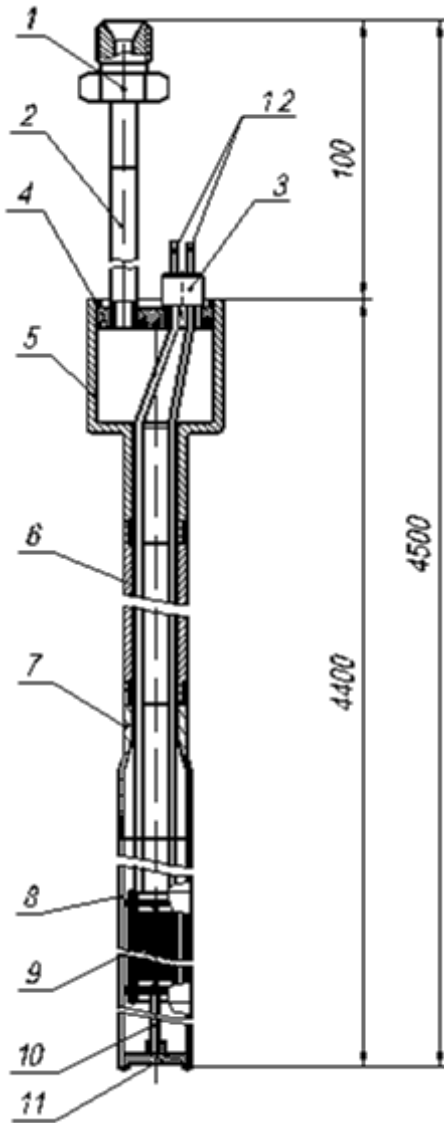


б)

Рисунок 5.81. Экспериментальное АУ (а); АУ, загруженное в ФКЭ реактора ИВГ.1М (б)

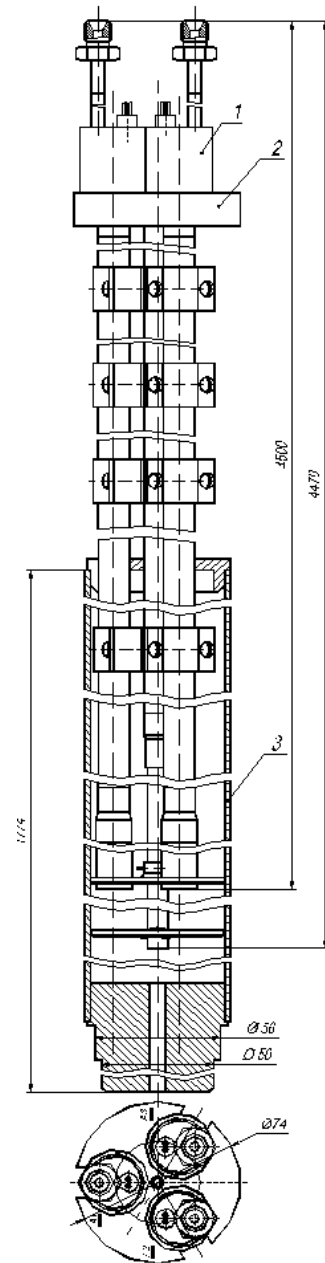
Здесь следует добавить, что опыт разработки реакторных ампульных устройств, накопленный в лаборатории внутриканальных испытаний, позволил выполнить, разработать и изготовить ряд ампул для длительных реакторных испытаний на реакторе ВВР-К.

Так, для проведения длительных (220 суток) экспериментов по облучению литиевой керамики Li_2TiO_3 на реакторе ВВР-К было изготовлено 6 ампульных устройств, в которых была реализована плоская геометрия расположения образцов [56]. Окончательный чертеж ампульных устройств и сборки с ампульными устройствами приведены на рисунках 5.82, 5.84.



1 - соединение с системой измерения трития и подачи газа; 2 - подводящая трубка; 3 - уплотняющий разъем, 4 - вставка; 5 - переходная труба; 6 - труба 14×2 мм; 7 - переходная труба, 8 - труба 16×1 мм; 9 - капсула, 10 - держатель; 11 - дно ампулы; 12 - термопары

Рисунок 5.82. АУ для облучения литиевой керамики



1 - ампула, 2 - корпус сборки, 3 - чехол

Рисунок 5.83.
Сборка с тремя ампулами

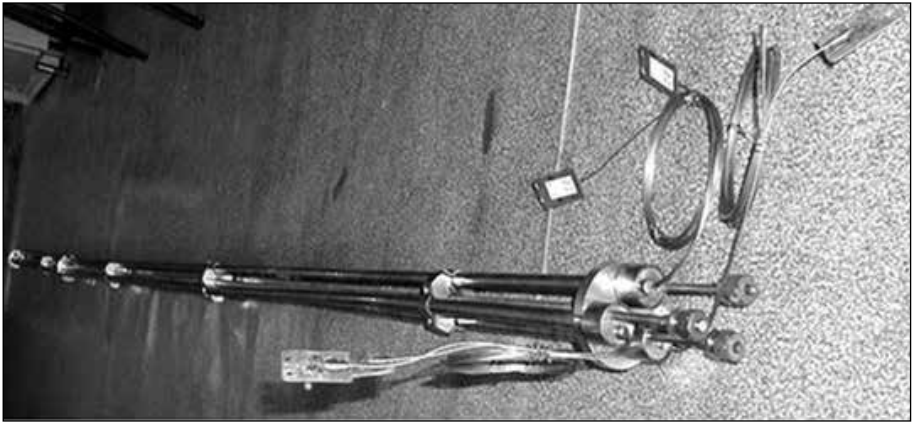


Рисунок 5.84. Ампульная сборка для длительного облучения образцов литиевой керамики

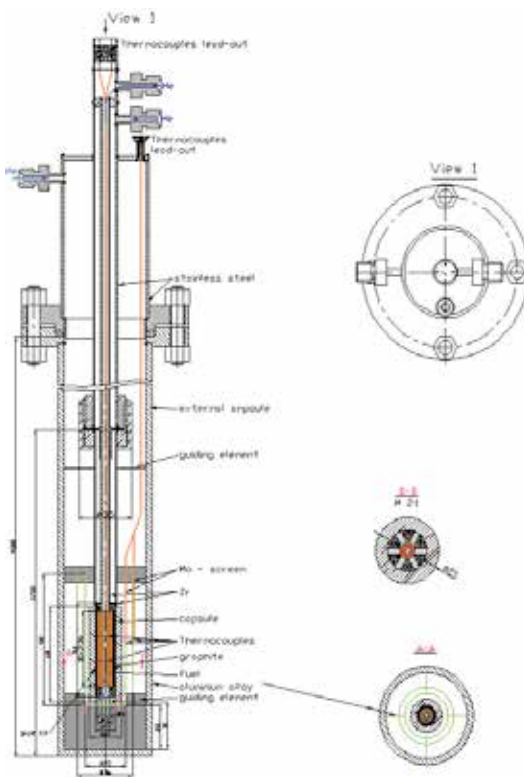


Рисунок 5.85. Вариант конструкции ампулы с 3 таблетками топлива ВТГР

Конструкция ампул позволяла регулировать температуру образцов в диапазоне 450-900 °С в процессе облучения посредством изменения давления гелия в корпусе ампулы, а также определять поток выделяющегося трития в процессе реакторного облучения.

Также в лаборатории была разработана и изготовлена реакторная ампула для проведения длительных (более 400 суток) экспериментов по облучению на реакторе ВВР-К топлива реактора ВТГР. Конструкция (см. рисунок 5.85) ампульного устройства позволяла поддерживать температуру топлива около 1200 °С и посредством продувки гелием регистрировать выделяющиеся из топлива радиоактивные инертные газы.

5.4.4 Особенности методики проведения исследований взаимодействия изотопов водорода с конструкционными и функциональными материалами при облучении на реакторе ИВГ.1М

В зависимости от типа исследуемого материала и задач, которые необходимо решить в ходе исследований, возможны три сценария проведения экспериментов на реакторе ИВГ.1М: дореакторные, реакторные и послереакторные эксперименты. Порядок проведения реакторных экспериментов выглядит следующим образом:

- перед загрузкой исследуемого образца в ампульное устройство проводится подготовка образца к экспериментам, которая включает в себя отжиг образца при высокой температуре (порядка 700 °С) в течение нескольких часов при непрерывной безмасляной вакуумной откачке; после чего образец закладывается в экспериментальную ячейку ампульного устройства и объем ампулы с образцом откачивается до давления порядка 10^{-6} - 10^{-4} Па.
- затем ампульное устройство с образцом загружается в экспериментальный канал реактора, таким образом, чтобы исследуемый образец размещался на уровне центра активной зоны реактора ИВГ.1М;
- после того, как в ампуле достигаются все необходимые (заданные программой проведения эксперимента) условия, на образце устанавливается исследуемая температура, а реактор выводится на заданный стационарный уровень мощности;
- далее, реализуется выбранный для исследования метод; в случае метода проницаемости регистрируются зависимости проникновения изотопов водорода сквозь образец; для сорбционного метода определяются кинетики сорбции; для десорбционного метода кинетики десорбции;
- исследования проводятся для различных уровней мощности реактора и различных исследуемых температур образца;
- по результатам экспериментов рассчитываются температурные зависимости коэффициентов диффузии, растворимости и проницаемости изотопов водорода в исследуемых образцах материалов.

Дореакторные и послереакторные эксперименты проводятся также, но без облучения.

5.4.5 Основные результаты, полученные в исследованиях

В *таблице 5.9* представлены данные об условиях и объеме проведенных реакторных экспериментов с различными материалами ЯР и ТЯР.

Для каждого из исследуемых материалов были получены новые экспериментальные данные о влиянии реакторного облучения на процессы взаимодействия их с изотопами водорода, были определены температурные зависимости параметров процессов взаимодействия. В силу того, что объем экспериментальных результатов очень велик и не может быть полностью отражен в рамках настоящей главы, в *таблице 5.9* приведены данные о публикациях по выполненным работам для каждого из исследуемых материалов, в которых подробно описаны полученные результаты.

Таблица 5.9. Эксперименты по определению параметров взаимодействия изотопов водорода с материалами ЯР и ТЯР в условиях реакторного облучения, выполненные на реакторе ИВГ.1М

Исследуемый материал	Условия проведения экспериментов	Метод исследования	Основные результаты, публикации
Графит - RGT, FP-479	T ~ 27-1527 °C Общий флюенс 3,2-1018 н/см ²	Облучение, сорбционный метод и ТДС метод	Температурные зависимости коэффициентов диффузии, растворимости, проницаемости [57, 58]
Вольфрам	T ~ 700-1100 °C Мощность реактора 6 МВт	Облучение и ТДС метод	Температурные зависимости коэффициентов диффузии, растворимости [59-61]
Нержавеющие стали - SS316IG, MANET, F82H, 08X18H10T, 07X16H6	T ~ 300-600 °C Мощность реактора 6 МВт Давление изотопов водорода 10-10 торр	Метод проницаемости	Температурные зависимости коэффициентов диффузии, растворимости, проницаемости, констант захвата, концентрации ловушек [62-65]
Бериллий различных марок - ДВ-56, ТШГ-200, и пр	T ~ 300-1100 °C Мощность реактора 6 МВт	Облучение и ТДС метод	Температурные зависимости коэффициентов диффузии [66-70]
Ванадий и ванадиевые сплавы - V4Cr4Ti, V10Cr5Ti	T ~ 20-700 °C Мощность реактора 1-6 МВт	Сорбционный метод, метод проницаемости, ТДС метод	Температурные зависимости коэффициентов диффузии, растворимости, проницаемости. Температура фазового перехода [71-74]
Литийсодержащие материалы - керамика Li2TiO3, литий-свинцовая эвтектика, литиевые КПС	T ~ 400-700 °C Мощность реактора 0,5-6 МВт	Экстракция в вакуум, ТДС метод, сорбционный метод	Температурные зависимости коэффициентов диффузии, констант захвата, концентрации ловушек, скоростей выделения трития [75-87]
Алюминизированные и кремниевые покрытия на нержавеющей сталях	T ~ 300-600 °C Мощность реактора 6 МВт Среда - литий свинцовая эвтектика.	Метод проницаемости	PRF -фактор (фактор уменьшения проницаемости покрытий), температурные зависимости проницаемости [88-90]
Медная бронза (CuCrZr)	T ~ 300-600 °C Мощность реактора 6 МВт	Метод проницаемости	Температурные зависимости коэффициентов диффузии, растворимости, проницаемости [91]
Бескислородная медь	T ~ 300-500 °C Мощность реактора 0,5-1МВт	Метод проницаемости	Температурные зависимости коэффициентов диффузии, растворимости, проницаемости [92, 93]

Кратко опишем основные выводы по некоторым исследованным материалам.

Установлены основные закономерности взаимодействия водорода с железом, нержавеющей сталью, графитом и бериллием различных марок при условии одновременного воздействия температуры и ионизирующего излучения, которые заключаются в синергетическом характере наблюдаемых явлений, существовании эффекта малых доз, появлении в процессе облучения новых состояний или соединений в объеме и на поверхности твердого тела, появлении нового канала диффузии под облучением, необратимом характере наблюдаемых процессов и явлений.

Обнаружено, что ионизирующее излучение активирует процесс проникновения водорода сквозь твердые тела. Показано, что эффективные коэффициенты диффузии и, в меньшей степени, константы проницаемости водорода в нержавеющей стали и армо-железе увеличиваются и накопление водорода в графите и бериллии возрастает. Эффективность воздействия ионизирующего излучения усиливается с уменьшением температуры, увеличением входного давления водорода и ростом интенсивности излучения с одновременным уменьшением энергий активаций соответствующих процессов. Наблюдаются пострadiaционные эффекты, связанные с водородостимулированной сегрегацией примесей на границах зерен, усиленной облучением, и появлением межкристаллитной диффузии.

Для стали SS316IG выявленный эффект облучения заключается в снижении проникающих потоков изотопов водорода и замедлении процесса проникновения дейтерия при температурах образца ниже 450 °С. Было сделано предположение, что полученный эффект связан с образованием дефектов-ловушек для водорода в металле, обусловленных радиационно-стимулированной сегрегацией неметаллических примесей на границы зерен.

Показано, что увеличение скорости термостимулированного выделения водорода из облученных образцов графита и бериллия наблюдается только для образцов, насыщенных водородом в процессе облучения, причем данный эффект усиливается с увеличением температуры насыщения, скорости набора дозы облучения и энергетического спектра излучения реактора. Облучение также оказывает влияние на форму спектров термостимулированного выделения водорода, интенсивность выделения водорода увеличивается, и появляются новые пики. Эффект воздействия малых доз облучения проявляется в увеличении каталитической активности поверхности графита и бериллия, распаде водородных комплексов и соединений, увеличении скорости захвата и высвобождения водорода из различных дефектов в приповерхностной области. Показано, что воздействие малыми дозами облучения при повышенных температурах и одновременной экспозиции в молекулярном водороде, приводит к растрескиванию (блистерингу) окисной пленки на поверхности бериллия.

Был обнаружен эффект влияния реакторного излучения на растворимость дейтерия в вольфраме: зафиксировано, что объемная растворимость дейтерия растет под действием реакторного облучения (наблюдается до-

зовый эффект зависимости растворимости от мощности реакторного излучения), а сорбционная емкость поверхности вольфрама заметно падает (и здесь также был зафиксирован дозовый эффект); было показано, что наблюдаемый эффект может быть полностью обусловлен поведением углерода в вольфраме, а именно: уменьшение сорбционной емкости поверхности вольфрама под облучением связано с уменьшением концентрации углерода на поверхности вольфрама за счет радиационно-стимулированного растворения его в объеме образца. В то же самое время растворенный углерод в образце остается на границах зерен в объеме металла и повышает объемную сорбционную емкость образца, увеличивая равновесную растворимость дейтерия в вольфраме.

Для ванадия и ванадиевых сплавов было получено, что обнаруженные эффекты влияния реакторного облучения в трех температурных областях различны. Первая область ограничена температурой существования бета фазы гидрида ванадия (до 200 °С). Здесь было обнаружено, что реакторное облучение приводит к уменьшению доли водорода в связанном состоянии (гидриде) для равновесных условий насыщения газ-металл. Вторая область температур – это небольшой интервал температур в районе температуры фазового превращения гидридных фаз в исследуемых сплавах (от 180 до 220 °С). В этой области облучение приводит к незначительному увеличению температуры фазового превращения (распада гидрида) данных сплавов. Третья температурная область – это область существования только альфа-фазы раствора водорода в ванадиевых сплавах (от 300 до 600 °С). В этой температурной области облучение приводит к увеличению растворимости водорода и уменьшению энергии активации данного процесса. Результаты экспериментов свидетельствуют о наличии влияния реакторного облучения на растворимость водорода в исследуемых материалах, которое выражается в том, что в процессе облучения растворимость увеличивается в 1,5 – 2 раза, а энергия активации процесса на 10 %. Анализ литературных данных и полученных результатов показал, что механизм влияния облучения на параметры взаимодействия водорода с ванадиевыми сплавами (эффект смещения температуры максимума кривой выхода водорода в высокотемпературную область, а также увеличение энергии активации десорбции) связан с радиационно-стимулированными процессами сегрегации примесей на границы зерен и поверхность образца. Распад гидрида ванадия и уменьшение доли связанного в гидриде водорода при облучении, связан с неупругим рассеянием нейтронов на атомах водорода образующих гидрид (и имеющих высокую плотность ядер в данных образованиях) в результате чего и происходит распад структурно упорядоченной бета-фазы гидрида. Из полученных результатов следует важный вывод о том, что наличие нейтронного облучения вызывает распад гидрида ванадия и, тем самым, препятствует существованию такой фазы, т.е. водород в материале будет находиться, в основном, в несвязанном состоянии. Этот эффект является положительным моментом для материалов термоядерного реактора, так как снижает накопление изотопов водорода (радиоактивного трития) в облученных узлах конструкции реактора. В тоже время выявленный эффект может быть очень важным

для оценки предложений использовать сплавы ванадия как материал систем хранения, утилизации и извлечения трития из ТЯЭУ, т.к. распад гидрида при облучении существенно снижает предполагаемую «тритиевую емкость» данных ванадиевых сплавов.

Для меди и медных сплавов анализ результатов экспериментов по проникновению дейтерия описывается моделью диффузии в дефектных средах при наличии ловушек с ограниченной емкостью (моделью Мак-Набба и Фостера); зафиксирован эффект влияния реакторного излучения, который показал существенное увеличение скорости диффузии (более чем на 20 %, для температуры 350 °С) сквозь образец в условиях реакторного излучения. Данный эффект становился более заметным с понижением температуры образца. Результаты экспериментов также свидетельствуют о том, что не наблюдается заметной зависимости скорости проникновения дейтерия сквозь образец от мощности излучения.

Для литийсодержащих материалов было показано, что при реакторном облучении выделение атомов гелия превышает выделение атомов трития, так как гелий инертен и не взаимодействует с другими атомами материалов, а также имеет практически безактивационный характер десорбции с открытой поверхности материалов. На выделение гелия оказывает существенное влияние неравномерность энерговыделения по образцу в условиях облучения, что приводит к появлению пиков на общем уровне выделения гелия. Наблюдаемые пики выделения могут быть вызваны процессами конвективных перемешиваний жидкометаллических литиевых систем в приповерхностном слое; наиболее существенными процессами, влияющими на процесс выделения трития, является его взаимодействие с атомами лития, в результате которого образуется (распадется) тритид лития. Температурная зависимость выделения трития из материала может иметь различный характер; для лития увеличение температуры образца приводит к увеличению выделения трития, что вызвано увеличением скорости распада тритида лития, при том же уровне захвата трития в тритид лития; для свинцово-литиевой эвтектики увеличение температуры образца приводит к снижению выделения трития, что вызвано появлением в эвтектике локальных неоднородностей, приводящих к изменению соотношения атомов лития к атомам свинца по объему образца. В итоге происходит деблокирование атомов лития атомами свинца (и, соответственно, увеличение константы химической активности эвтектики), в результате чего атом лития может провзаимодействовать с атомом трития. Физически данный процесс можно представить, как увеличение количества ловушек для трития в эвтектике с ростом температуры; для литиевой керамики наблюдается стабильное выделение трития при всех исследованных температурах, причем пиковые выделения трития, возникающие при увеличении температуры керамики в процессе облучения, хорошо описываются классическим диффузионным приближением, и позволяют оценить параметры накопления трития.

Обобщая результаты всех исследований можно заключить, что практически в каждом эксперименте был зафиксирован эффект влияния

реакторного облучения на процессы миграции изотопов водорода в исследуемом материале. Полученные результаты важны с точки зрения обоснования тритиевой безопасности ЯР и ТЯР; разработки систем blankets и обращенных к плазме материалов ТЯР.

5.5 Технология получения конструкционных материалов с улучшенными эксплуатационными свойствами

Развитие современных отраслей машиностроения, приборостроения и энергетики (в том числе атомной) выдвигает новые требования к конструкционным материалам. Наряду с традиционным направлением повышения прочности и надежности сталей и сплавов в реакторостроении появляются новые задачи, связанные с необходимостью обеспечения не только радиационной стойкости, но и сложного комплекса физико-механических свойств. Например, в ряде случаев высокая прочность должна сочетаться с хорошей обрабатываемостью, намагниченностью, коррозионной стойкостью и др.

Одной из насущных задач при разработке конструкционных материалов для ядерных быстрых реакторов и термоядерных установок является повышение уровня пластичности и вязкости, позволяющих реализовать запас устойчивости материала в самых разнообразных условиях нагружения [94-96].

Проблема получения конструкционных сталей, отличающихся хорошими прочностными характеристиками, является весьма актуальной в связи с широким применением их в производстве различного рода техники и строительных отраслях. Ее решение во многом зависит как от рационального внедрения легирующих элементов, так и от эффективного использования внутренних резервов материала. В промышленности применяются технологические схемы, в которых в той или иной последовательности сочетаются термическая обработка с механическими воздействиями. Комбинирование этих операций способствует более полной реализации потенциальных возможностей стали к упрочнению за счет мартенситного превращения, повышения плотности дефектов, интенсивной фрагментации зерен, образования высокодисперсных карбидов и интерметаллидных частиц, сегрегации примесей, создания равномерного распределения дефектов и релаксации локальных внутренних напряжений в структуре материала. Несмотря на многообразие предложенных технологических процессов воздействия на структуру конструкционной стали, в научной литературе периодически публикуются результаты исследований, указывающие на новые способы обработки, например, поверхностное упрочнение электролитной плазмой, который в сравнении с традиционными способами обработки имеет ряд преимуществ [97-100].

Основой электролитно-плазменной обработки является процесс возникновения электролитной плазмы у поверхности большего из двух электродов, погруженных в водный раствор электролита [99].

При небольших напряжениях прохождение тока в электролите описывается законом Ома без наличия оптических и акустических эффектов. При достижении некоторого критического значения напряжения происходит разогрев электролита. У поверхности детали образуются пузырьки, наблюдается процесс пузырькового кипения (рисунок 5.86,а). При дальнейшем повышении напряжения вид кипения сменяется на пленочное, а у поверхности изделия образовывается парогазовая оболочка (рисунок 5.86,б).

В состав парогазовой оболочки входит смесь жидкого и парообразного электролита, ионов и электронов растворенных в электролите веществ и пузырьков с газом. Из-за низкой проводимости парогазовой оболочки, основное падение напряжения приходится на это пространство. Напряженность электрического поля в пределах этой области достигает значения порядка 105 – 108 В/м. Газ в пузырьках ионизируется, происходит электрический пробой парогазовой оболочки [101].

Появившиеся искровые разряды создают свечение, а разрушение и возникновение парогазовой оболочки, за счет периодического образования слоя пара у поверхности изделия и его конденсации, сопровождается шумом (рисунок 5.86,в). Прохождение тока приобретает импульсный характер. При определенных условиях процесс стабилизируется, вызывая сильный нагрев поверхности изделия вплоть до температуры плавления. Регулировка температуры изделия возможна при проточной подаче электролита [102].

Вследствие высокой температуры, пузырьки газа мгновенно расширяются, создавая ударную волну, часть энергии которой рассеивается в электролите. Разрушение пузырька сопровождается процессом, похожим на явление кавитации. В образовавшейся полости присутствуют ионы, находившиеся в пузырьке и парогазовой оболочке. Происходит процесс взаимодействия атомов изделия с ионами и другими атомами газа с высокой температурой (рисунок 5.86, г). Поверхность детали модифицируется [101].

Впервые возникновение свечения и нагрев электрода с малой поверхностью, погруженного в электролит, при пропускании тока высокой плотности были обнаружены в XIX в. Исследования возникновения электролитной плазмы связано с работами Слугинова Н.П., Колли Р., Людевига П., Келлога Г., Ванина В.С. Внедрение в промышленность нагрева электролитной плазмой осуществил Ясногородский И.З. [97]

Эксперименты по электролитно-плазменной обработке проводили на лабораторной установке, схема которой приведена на рисунке 5.87.

Перед началом работы рабочую ванну 1 заполняли водным раствором электролита 2. Затем электролит 2 с помощью водяного насоса 3, установленного на дне рабочей ванны 1, подавали в электролитическую ячейку 6. Скорость подачи электролита 2 составляла около 4 л/мин. Электролит 2 охлаждали при помощи теплообменника 4 с проточной водой. Скорость подачи охлаждающей воды в теплообменник 4 составляла около 6 л/мин, что позволяло выдерживать температуру электролита 2 в пределах от 30 °С до 40 °С. Добавление в состав электролита 2 азот- и углеродосодержащих компонентов позволяет проводить химико-термическое

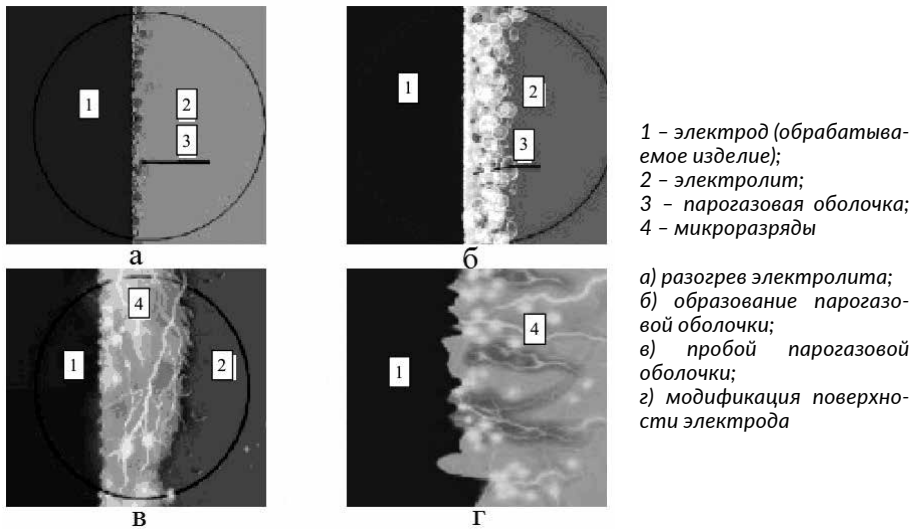


Рисунок 5.86. Механизм электролитно-плазменной обработки [103]

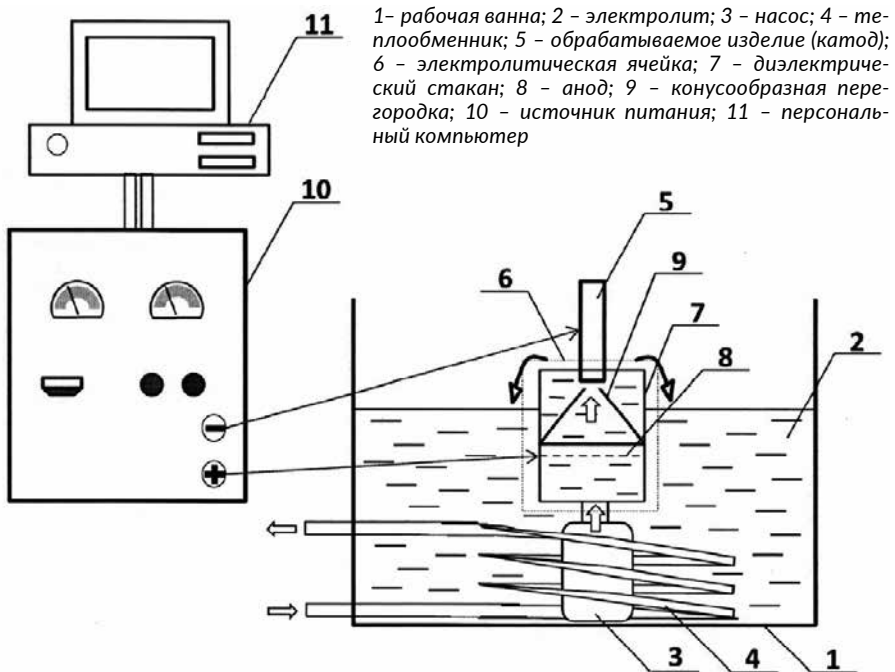


Рисунок 5.87. Схема лабораторной установки для электролитно-плазменной обработки [104]

модифицирование поверхностных слоев стальных деталей. Обрабатываемое изделие (катод) 5 частично погружали в электролит 2 так, чтобы обрабатываемая зона изделия находилась на расстоянии 2 – 3 мм от отверстия конусообразной перегородки 9. В катоде 5 просверливали глухое отверстие для закрепления термопары. Температуру регистрировали с использованием электронного регистратора АКТАКОМ АТЕ 9380. Анод 8 имел форму диска диаметром 100 мм и толщиной 2 мм, изготовленного из нержавеющей стали 12Х18Н10Т, с равномерно распределенными отверстиями диаметром 6 мм. Источник питания 10 обеспечивал подачу постоянного напряжения до 360 В при силе тока 60 А.

Для управления технологическим процессом обработки было разработано программное обеспечение «Plasma», с помощью которого устанавливали входные режимные параметры (время обработки, напряжение).

Следует отметить, что при проведении работ по электролитно-плазменной обработке конструкционных сталей особое внимание уделяли изучению физико-химических и вольт-амперных характеристик плазменного процесса в электролитах, в связи с отсутствием в настоящее время физико-химических моделей, полностью описывающих процессы, происходящие в системе металл-парогазовая оболочка-электролит.

Схематическое изображение вольт-амперной характеристики процесса электролитно-плазменной обработки показано на рисунке 5.88, полученной при увеличении и последующем снижении напряжения.

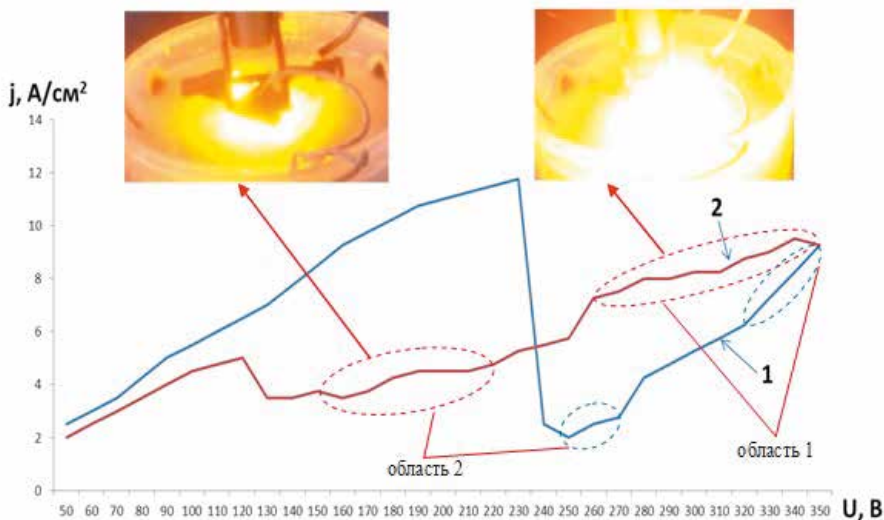


Рисунок 5.88. Вольт-амперные характеристики электролитической ячейки при повышении (1) и последующем снижении (2) напряжения

По виду вольт-амперной характеристики можно выделить четыре участка. При повышении напряжения первый участок находится в интервале от 50 до 200 В. Для данного участка характерно пропорциональное

увеличение силы тока при увеличении напряжения. При этом увеличивается и температура электролита, что является следствием прохождения тока через электролит. Участок характеризуют незначительные температурные градиенты и передача теплоты естественной конвекцией к свободной поверхности жидкости.

При дальнейшем увеличении напряжения на поверхности катода начинает вскипать электролит, происходит активное выделение пузырьков у поверхности (пузырьковое кипение). Наблюдается более медленное увеличение силы тока вплоть до максимального значения. Эта второй участок вольт-амперной характеристики, на котором температура катода достигает температуры кипения воды.

В конце этого участка (230-250 В) происходит резкое уменьшение силы тока при неизменных температурах электрода и электролита – это третий участок, характеризующийся неустойчивостью системы, что связано с бурным кипением электролита и отдельными разрядами в разных точках активного электрода. Вследствие образования газопаровой рубашки и прохождения через нее электрического тока образуется низкотемпературная плазма, которая имеет характерный голубой цвет свечения оболочки вокруг детали. Чем ярче голубой цвет горения плазмы, тем больше в ней содержится ионов электролита.

При дальнейшем увеличении напряжения до 320-330 В наблюдается образование аномального разряда, который приводит к более быстрому увеличению силы тока и резкому увеличению температуры электрода вплоть до его плавления. Это четвертый участок вольт-амперной характеристики.

Снижение напряжения после возникновения устойчивого аномального разряда с нагретым электродом приводит к гистерезису в вольт-амперной характеристике процесса электролитно-плазменной обработки. При этом, при последующем снижении напряжения область устойчивого горения аномального разряда простирается до существенно более низких напряжений (до 250-260 В), чем это было на четвертом участке вольт-амперной характеристики при повышении напряжения. При этом происходит плавное снижение температуры катода. При снижении напряжения до 260 В наблюдается снижение тока и появление пленочного кипения с образованием более стабильной низкотемпературной плазмы (парогазовой оболочки), и она простирается до напряжения 120 В. Это третий участок вольт-амперной характеристики. Затем наблюдается резкое увеличение тока и возникновение пузырькового кипения (второй участок). При дальнейшем уменьшении напряжения опять приходим к первому участку. Однако вследствие нагрева электролита его сопротивление изменяется, и обратная ветвь характеристики не совпадает с прямой ветвью.

Таким образом, в вольт-амперной характеристике при последующем уменьшении напряжения обнаружено увеличение протяженности третьего и четвертого участка и уменьшение протяженности первого и второго участков. Это связано в первую очередь с нагревом катода. Вследствие нагрева катода и электролита происходит уменьшение толщины парогазовой оболочки, что создает благоприятные условия для горения

устойчивого разряда с большой протяженностью. При этом в вольт-амперной характеристике можно наблюдать две области, представляющие практический интерес: область 1, характеризующаяся устойчивым интенсивным горением аномального разряда и область 2 устойчивого стабильного (глеюще-искрового) разряда.

Следует отметить, что вольт-амперные характеристики разных электролитов отличаются друг от друга тем, что область аномального разряда в зависимости от силы тока расширяется либо сужается. Так же, было обнаружено, что свечения отдельных электролитов отличается друг от друга. Водный раствор кальцинированной соды дает оранжевое свечение, глицерина – алое, мочевины – красное с характерным гулом при горении плазмы.

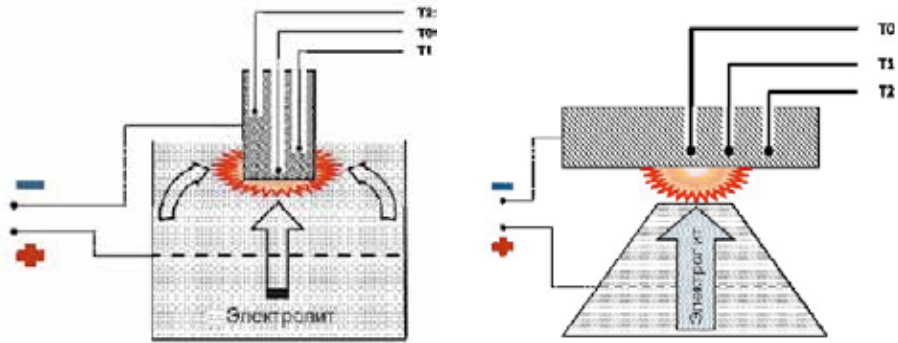
Электролитно-плазменную обработку конструкционных сталей марок 12Х18Н10Т, 18ХНЗМА-Ш, 30ХГСА, 34ХН1М, 40Х и Р6М5 проводили в виде насыщения углеродом (цементация), азотом (азотирование), азотом и углеродом (нитроцементация). Перед электролитно-плазменной обработкой поверхности стальных образцов подвергали механической шлифовке абразивной бумагой зернистостью Р220, Р400, Р800, Р1000, Р1500, Р2000 и полировке с использованием алмазной пасты. Затем поверхность образцов обезжиривали этиловым спиртом. Разработанный нами технологический процесс содержал три ступени [105-110]:

- нагрев плазмой до температуры обработки при напряжении 300 – 320 В в течение 8 – 12 с;
- насыщение поверхности детали углеродом, азотом, азотом и углеродом при снижении напряжения до 180 – 150 В в течение 3 – 7 мин;
- закалку в потоке охлажденного электролита после отключения питания.

При нагреве катода подачу электролита осуществляли двумя способами: первый способ предусматривал частичное погружение катода в электролит, второй – сосредоточенную (локальную) подачу струи электролита на поверхность плоского образца при диаметре конусообразной перегородки 12 мм [111]. Схема электролитно-плазменной обработки с погружением катода в электролит и локальной подачей электролита приведена на *рисунке 5.89*.

При электролитно-плазменной обработке одной из основных характеристик, определяющих физико-механические свойства и состав поверхностного слоя детали, является температура обрабатываемой детали. При выполнении экспериментов по электролитно-плазменной обработке стали 40Х были получены данные по распределению температуры образцов разного диаметра при различном расходе электролита. Распределение температуры измеряли тремя хромель-никелевыми термопарами.

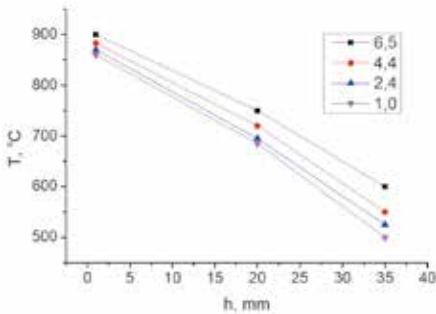
На *рисунке 5.90* приведено распределение температуры цилиндрических образцов разного диаметра при нагреве катода с погружением в электролит. Величину h отсчитывали от нижнего торца вверх. Градиент температуры в вертикальном направлении зависит от скорости течения электролита. Увеличение расхода электролита позволяет повысить среднюю температуру нагрева образцов. Тем не менее, более интенсивная подача электролита способствует снижению вертикального градиента температуры [111].



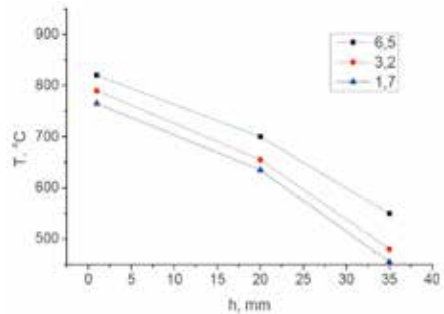
а) способ нагрева с погружением катода в электролит
б) способ нагрева с локальной подачей электролита

Рисунок 5.89. Схема нагрева при электролитно-плазменной обработке [111]

Увеличение диаметра цилиндрических образцов приводит к снижению средней температуры нагрева. Увеличение глубины погружения образца, при прочих равных условиях, приводит к снижению градиента температуры. Этот факт объясняется отводом тепла в выступающую часть образца. То есть, чем меньше глубина погружения, тем меньше площадь теплоотдающей поверхности при той же самой площади поперечного сечения образца, через которую передается тепло в его выступающую часть [111].



Напряжение - 310 В.
Расход электролита, л/мин: 1,0; 2,4; 4,4; 6,5.
Диаметр образца - 10 мм.
Глубина погружения - 35 мм

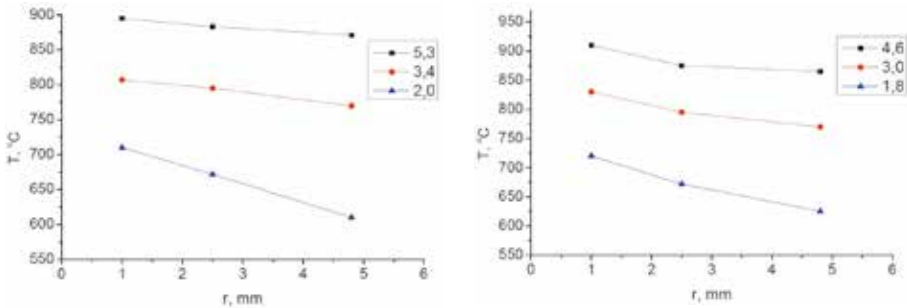


Напряжение - 310 В.
Расход электролита, л/мин: 1,7; 3,2; 6,5.
Диаметр образца - 20 мм.
Глубина погружения - 35 мм

Рисунок 5.90. Распределение температуры по высоте погруженного в электролит образца при различных расходах электролита [111]

Второй способ нагрева, при применении локальной подачи электролита на поверхность дискового образца, позволяет снизить градиент температуры в обрабатываемой зоне нагрева. Распределение температу-

ры по диаметральным точкам в дисковых образцах различной толщины представлено на *рисунке 5.91*. Снижение градиента температуры на обрабатываемой поверхности образца обусловлено тем, что локальная подача электролита на поверхность образца приводит к локальному сжатию парогазовой оболочки, следствием чего является возрастание плотности тока и выделяемой мощности на данном участке катода. С одной стороны, сосредоточенная струя осуществляет механическое воздействие на парогазовую оболочку, вызывающее ее сжатие под действием дополнительного давления; с другой – подачу охлажденного раствора в зону нагрева, где электролит уже перегрет.



Напряжение - 320 В.
Расход электролита, л/мин: 2,0; 3,4; 5,3.
Толщина образца - 10 мм.

Напряжение - 320 В.
Расход электролита, л/мин: 1,8; 3,0; 4,6.
Диаметр образца - 20 мм.

Рисунок 5.91. Распределение температуры по диаметру образца (в зоне нагрева) при различных расходах электролита. Локальный способ подачи электролита [111]

В *таблице 5.10* приведены характеристики процесса электролитно-плазменной обработки конструкционных сталей перечисленных выше марок.

5.6 Исследования структуры, состава и свойств получаемых материалов

Методами металлографического, рентгеноструктурного анализов и просвечивающей электронной микроскопии на тонких фольгах было установлено, что конструкционная сталь марки 12Х18Н10Т относится к аустенитному классу, конструкционные стали 18ХН3МА-Ш, 34ХН1М, 30ХГСА и 40Х в исходном состоянии относятся к ферритно-перлитному классу. При анализе результатов экспериментальных исследований были обнаружены значительные фазовые и структурные изменения в поверхностных слоях стали после электролитно-плазменной обработки.

Таблица 5.10. Характеристики процесса электролитно-плазменной обработки

Вид обработки	Марка стали	Способ подачи электролита	Параметры насыщения				Прим.
			Состав электролита	T, °C	U, В	t, мин	
Цементация	12Х18Н10Т	Погружение	10 % Na ₂ CO ₃ , 15 % C ₃ H ₈ O ₃ 75 % H ₂ O	850 - 950	180	5 - 7	[109, 112, 113]
	18ХНЗМА-Ш		10 % Na ₂ CO ₃ , 90 % H ₂ O	860	180	3 - 7	[114-118]
	30ХГСА	15 % Na ₂ CO ₃ , 85 % H ₂ O	860				
Азотирование	12Х18Н10Т	Погружение	10 % Na ₂ CO ₃ , 20 % C ₃ H ₈ O ₃ 70 % H ₂ O	860 - 950	180	3 - 6	[119, 120]
	18ХНЗМА-Ш		10 % Na ₂ CO ₃ , 10 % C ₃ H ₈ O ₃ 80 % H ₂ O	850 - 950	180	3 - 6	[121-124]
	30ХГСА	15 % Na ₂ CO ₃ , 15 % C ₃ H ₈ O ₃ 70 % H ₂ O	700 - 800	160	5 - 7	[125, 126]	
		Погружение	10 % Na ₂ CO ₃ , 20 % (NH ₂) ₂ CO 70 % H ₂ O	750 - 800	150	3 - 7	[125, 126]
		Погружение	15 % Na ₂ CO ₃ , 30 % (NH ₂) ₂ CO 55 % H ₂ O	750 - 900		5 - 7	
		Погружение	15 % Na ₂ CO ₃ , 20 % (NH ₂) ₂ CO 65 % H ₂ O	800		2 - 6	
		Погружение	15 % Na ₂ CO ₃ , 25 % (NH ₂) ₂ CO 60 % H ₂ O	750 - 850	160 - 180	3 - 7	[127]
		Погружение	10% NH ₄ Cl 10% Na ₂ CO ₃ 15% (NH ₂) ₂ CO	700 - 750	160 - 180	3 - 7	

Вид обработки	Марка стали	Способ подачи электролита	Параметры насыщения				Прим.					
			Состав электролита	T, °C	U, В	t, мин						
Азотирование	34ХН1М	Погружение	15 % Na ₂ CO ₃ , 30 % (NH ₄) ₂ CO 55 % H ₂ O	700 – 750	160 – 170	5 – 7	[99, 101, 106, 128, 129]					
	Р6М5							10 % Na ₂ CO ₃ , 20 % (NH ₄) ₂ CO 70 % H ₂ O	500 – 550	160 – 170	5 – 7	[98, 108, 130-132]
	40Х							10 % Na ₂ CO ₃ , 20 % (NH ₄) ₂ CO 70 % H ₂ O	700 – 550	160 – 170	5 – 7	[133, 134]
Нитроцементация	12Х18Н10Т	Погружение	10 % Na ₂ CO ₃ , 10 % С ₃ Н ₈ О ₃ 15 % (NH ₄) ₂ CO 65 % H ₂ O	750 – 850	170	5 – 7	[121-124]					
	18ХНЗМА-Ш							15 % Na ₂ CO ₃ , 10 % С ₃ Н ₈ О ₃ 20 % (NH ₄) ₂ CO 55 % H ₂ O	750 – 950	170	3 – 7	[135, 136]
	30ХГСА							15 % Na ₂ CO ₃ , 10 % С ₃ Н ₈ О ₃ 10 % (NH ₄) ₂ CO 65 % H ₂ O	850 – 950	170	5	
34ХН1М	34ХН1М	Погружение	10 % NH ₄ Cl 10% С ₃ Н ₈ О ₃ 80 % H ₂ O	750 – 850	180	3 – 7	[137, 138]					
								25 % Na ₂ CO ₃ , 10 % С ₃ Н ₈ О ₃ 25 % (NH ₄) ₂ CO 55 % H ₂ O	750 – 850	170	5 – 7	[100]

5.6.1 Влияние электролитно-плазменной цементации на структуру и фазовый состав конструкционной стали

На рисунке 5.92 приведены результаты металлографических исследований до и после электролитно-плазменной цементации конструкционной стали 18ХНЗМА-Ш в водном растворе 10 % кальцинированной соды при температуре 860 °С.

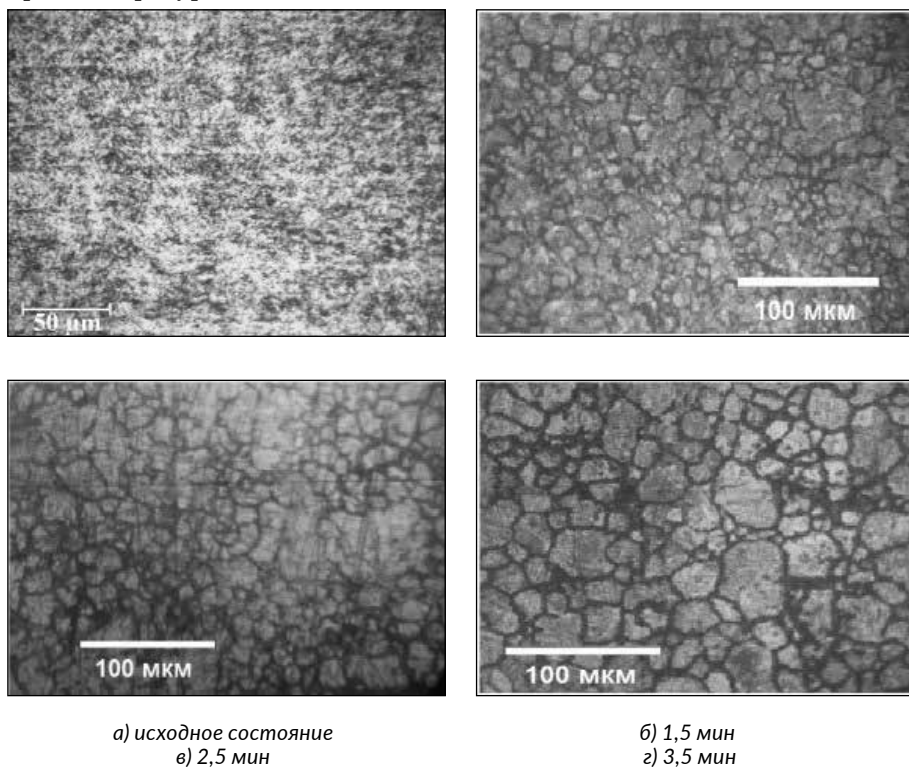


Рисунок 5.92. Микроструктура стали 18ХНЗМА-Ш до и после электролитно-плазменной цементации

После цементации с малым временем выдержки и последующей закалки поверхность стали имеет мелкозеренную структуру, поскольку мартенситное ($A \rightarrow M$) превращение не протекает до конца, и в стали остаются продукты распада. Структура ненауглероженной части слоя стали после нагрева выше температуры фазового превращения, т.е. выше A_{c3} , и последующей выдержки превратилась из волокнистой в зернистую. Увеличение времени выдержки приводит к увеличению размеров зерен [114]. С ростом содержания углерода в структуре стали увеличивается количество цементита, при одновременном снижении доли феррита. Изменение соотношения между составляющими приводит к уменьшению пластичности, а также к повышению прочности и твердости. Прочность

повышается до содержания углерода около 1 %, а затем она уменьшается, так как образуется грубая сетка вторичного цементита. Углерод влияет на вязкие свойства. Увеличение содержания углерода повышает порог хладноломкости и снижает ударную вязкость. Дисперсные включения нерастворимых карбидов образуются от ионизированных газов углерода в плазменном слое, возникающих из раствора электролита при протекании электрического тока.

Металлографические исследования показали, что после цементации в водном растворе электролита, содержащем 10 % кальцинированной соды и 20 % глицерина, поверхностный слой представляет собой мелкозернистую высокоуглеродистую мартенситную структуру (рисунок 5.93).

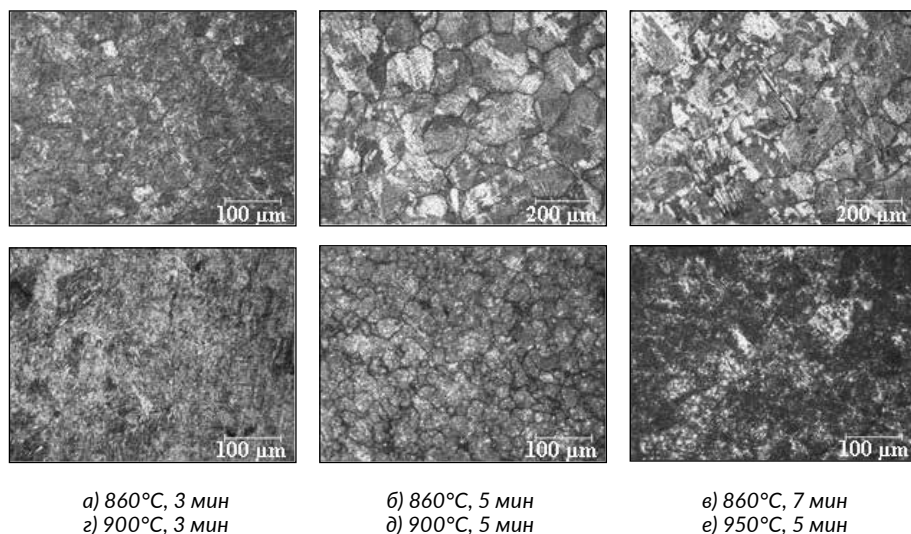
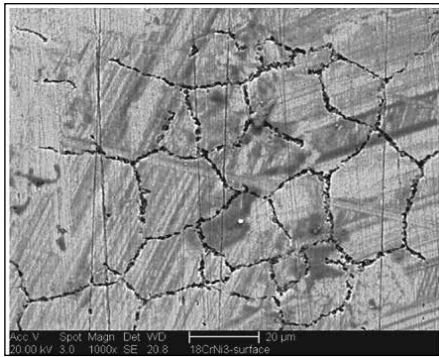


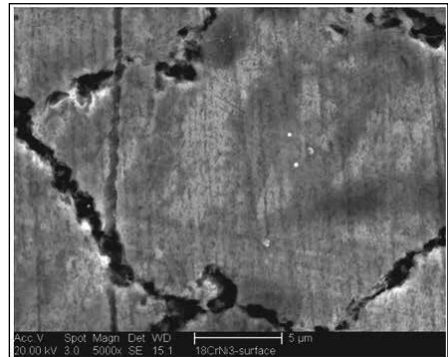
Рисунок 5.93. Микроструктура стали 18ХНЗМА-Ш после цементации

На рисунке 5.94 приведено РЭМ-изображение поверхности образца стали 18ХНЗМА-Ш после цементации в электролите, содержащем 10 % кальцинированной соды и 20 % глицерина, при температуре 860 °С в течение 7 мин. На поверхности стали 18ХНЗМА-Ш выявлена цементитная сетка.

Для изучения мартенситной структуры стали после электролитно-плазменной цементации был проведен металлографический анализ [139]. На рисунке 5.95 показаны варианты микроструктуры стали 18ХНЗМА-Ш после электролитно-плазменной цементации. Была обнаружена различная травимость мартенсита. Он имеет два оттенка. Темный мартенсит в виде пересекающихся линзовидных выделений. Более светлый мартенсит расположен зигзагообразно. При охлаждении сначала образуется мартенсит из наименее легированного аустенита. На фотографии микроструктуры этот мартенсит соответствует наиболее темным участкам. Затем при более низкой температуре возникает более легированный мартенсит.

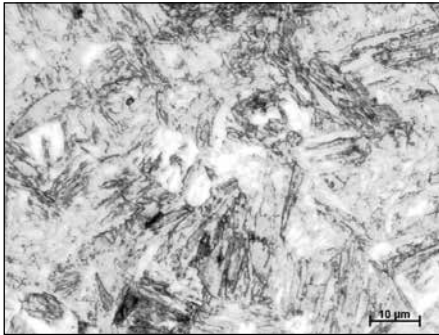


а) $\times 1000$

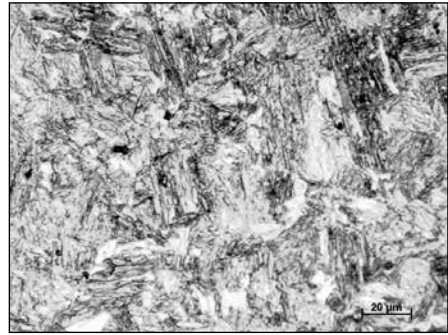


б) $\times 5000$

Рисунок 5.94. Морфология поверхности образца стали 18ХНЗМА-Ш после электролитно-плазменной цементации при разных увеличениях



а) 860 °С, 5 мин, $\times 5100$



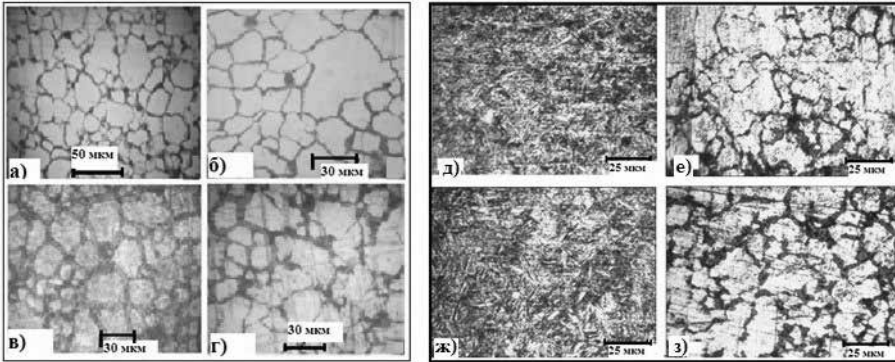
б) 860 °С, 7 мин., $\times 3500$

Рисунок 5.95. Микроструктура стали 18ХНЗМА-Ш после цементации в электролите, содержащем 10 % кальцинированной соды и 20 % глицерина

Аналогичные результаты были получены при электролитно-плазменной цементации конструкционной стали 30ХГСА (рисунок 5.96).

При исследовании микроструктуры поперечного шлифа было определено, что добавление в электролит глицерина приводит к существенному уменьшению толщины оксидного слоя [115]. При этом в структуре четко прослеживается три зоны: зона интенсивных структурно-фазовых превращений, зона термического влияния и зона, имеющая структуру подложки (рисунок 5.97). В зоне интенсивных структурно-фазовых превращений наблюдаются мелкозернистая высокоуглеродистая мартенситная структура.

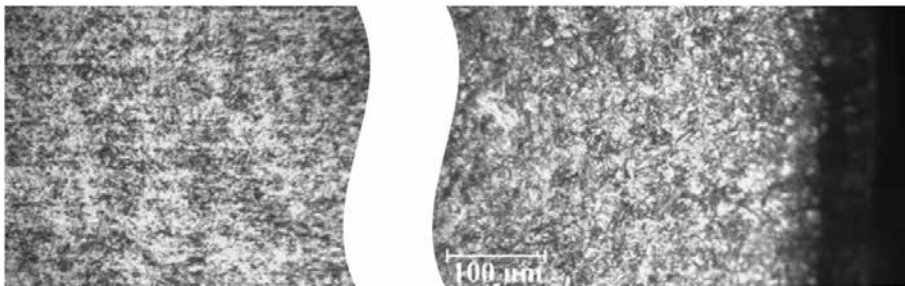
Минимальные зерна появились на границе с науглероженной частью слоя. Микроструктура обработанной поверхности (зона 1) характеризуется наличием темного слоя толщиной около 50-60 мкм, где произошло



при температуре 850 °С: а) 3 мин; б) 6 мин;
 при температуре 950 °С: в) 3 мин; г) 6 мин в электролите,
 содержащем водный раствор 10 % кальцинированной соды и 10 % глицерина

при температуре 850 °С: д) 3 мин; е) 6 мин;
 при температуре 950 °С: ж) 3 мин; з) 6 мин в электролите,
 содержащем водный раствор 15 % кальцинированной соды и 15 % глицерина

Рисунок 5.96. Микроструктура стали 30ХГСА после электролитно-плазменной цементации



зона 3

зона 2

зона 1

зона 1 – модифицированный слой;
 зона 2 – зона термического влияния;
 зона 3 – зона со структурой исходного состояния

Рисунок 5.97. Микроструктура поперечного шлифа стали 18ХНЗМА-Ш после электролитно-плазменной обработки в электролите, содержащем 10 % кальцинированной соды и 20 % глицерина при температуре 860 °С в течение 5 мин

структурно-фазовое превращение под воздействием высокой температуры. Под темным слоем (зона 2 толщиной около 4500 мкм) наблюдается мелкозернистая пластинчатая структура мартенситного класса, которая переходит в исходную перлитно-ферритную структуру (зона 3) [116].

Обнаружено, что общая толщина цементованного слоя растет с течением времени обработки. На *рисунке 5.98* показано изображение поперечного среза образца стали 18ХНЗМА-Ш после электролитно-плазменной обработки. Видно, что модифицированный слой распределен равномерно по всей поверхности образца и его толщина составляет около 70 мкм.

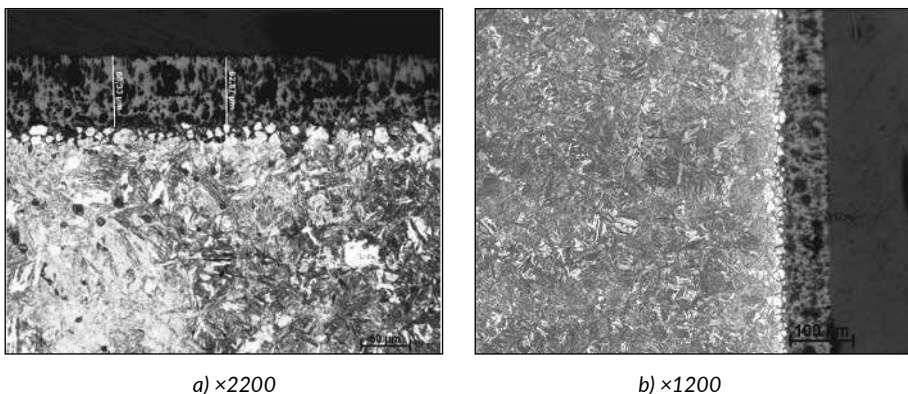


Рисунок 5.98. Микроструктура поперечного разреза стали 18ХНЗМА-Ш при разных увеличениях, после электролитно-плазменной обработки в электролите, содержащем 10 % кальцинированной соды и 20 % глицерина при температуре 860 °С в течение мин

На *рисунке 5.99* приведен фрагмент микроструктуры поперечного шлифа стали 30ХГСА после электролитно-плазменной цементации.

Цементация стали привела к созданию цементованного слоя вблизи поверхности образца. Структура слоя по мере удаления от поверхности образца меняется. На *рисунке 5.99* представлено изображение поперечного шлифа, полученное с помощью растрового электронного микроскопа при сравнительно небольшом увеличении. Хорошо виден цементованный поверхностный слой, состоящий из феррита и карбидных включений, толщина которого в среднем составляет около 20-30 мкм. Далее, вглубь образца, следует переходной, иначе говоря, промежуточный слой, состоящий из феррита с цементитной сеткой и остаточного аустенита, затем – слой (зона) основного материала. Различие в строении цементованного слоя и изменение его структуры по мере удаления от поверхности вглубь образца становится еще более заметным при большем увеличении.

На *рисунке 5.100* показаны результаты РЭМ анализа поперечного микрошлифа образца стали 30ХГСА после электролитно-плазменной цементации в электролите содержащем водный раствор 10% кальцинированной соды и 10% глицерина при температуре 850 °С в течение 3 мин.

Было замечено, что при относительно коротком времени обработки интенсивнее идет диффузия углерода. После электролитно-плазменной цементации с указанными характеристиками поверхность образца

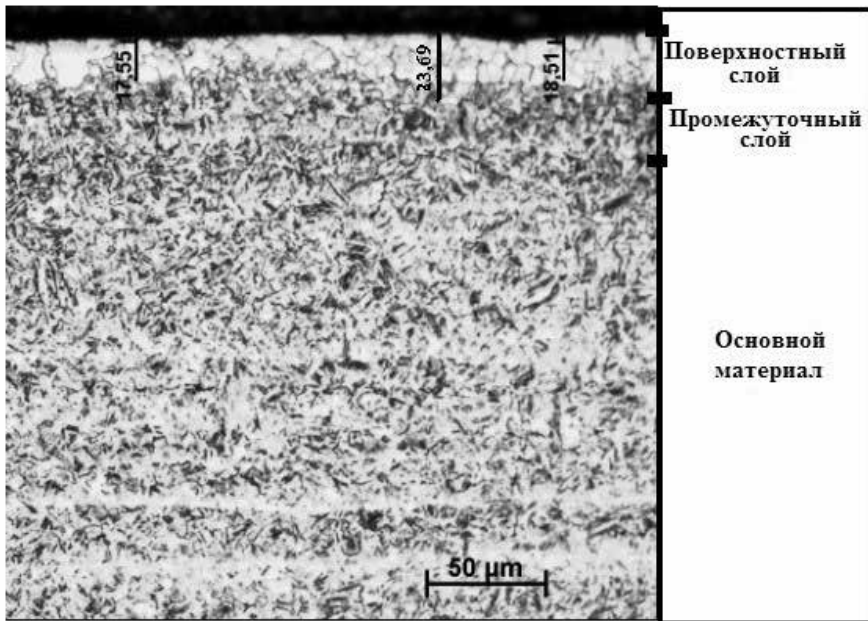


Рисунок 5.99. Микроструктура поперечного шлифа стали 30XГСА после электролитно-плазменной цементации

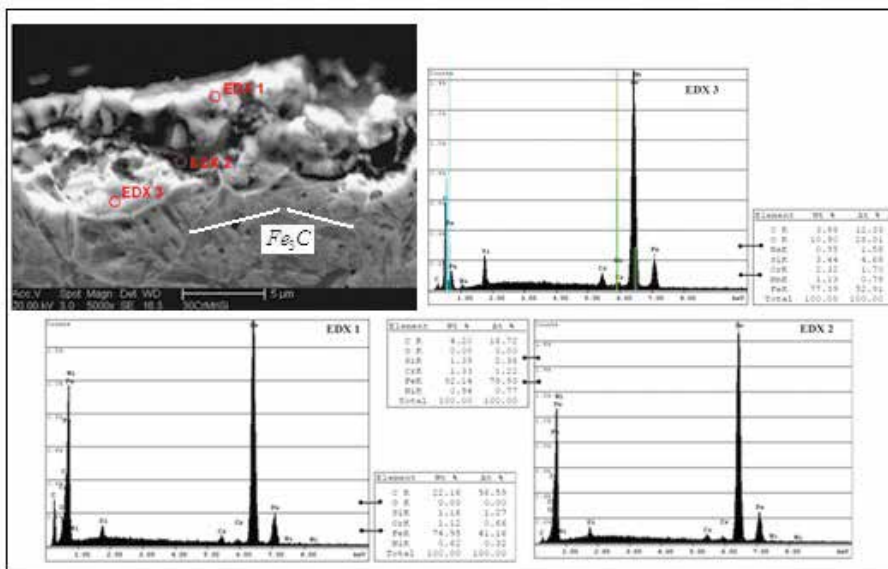
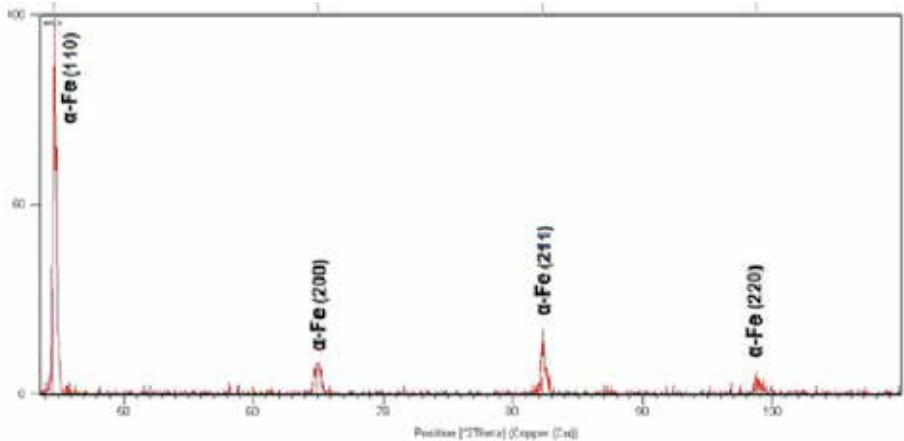


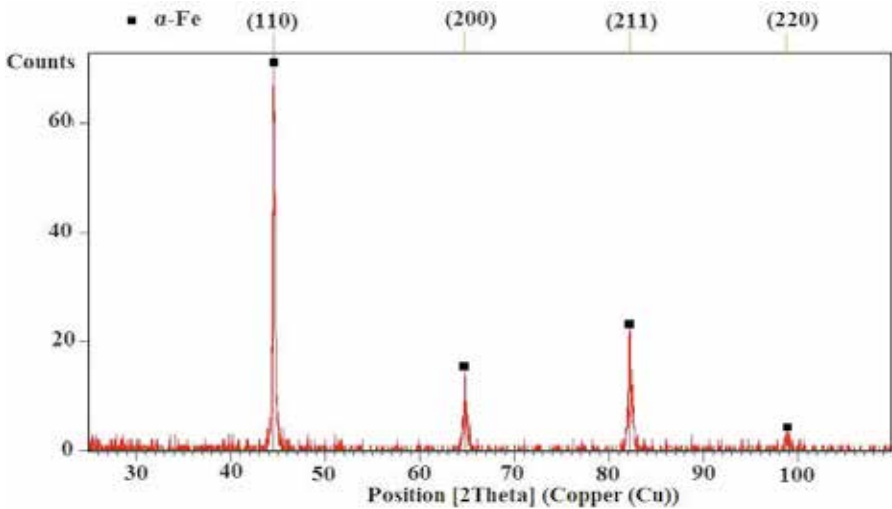
Рисунок 5.100. Локальный элементный анализ поверхностного слоя стали 30XГСА после электролитно-плазменной цементации

содержит приблизительно 0,54 % углерода, что является наибольшим содержанием. С увеличением температуры и времени обработки содержание углерода и толщина поверхностного модифицированного слоя уменьшается. Также на поверхностном модифицированном слое была выявлена цементитная сетка, которая очерчивает мелкодисперсную ферритную структуру поверхности.

Рентгеноструктурный анализ образцов стали 18ХНЗМА-Ш и 30ХГСА в исходном состоянии выявил наличие линий α – фазы на основе Fe (рисунк 5.101).



а) 18ХНЗМА-Ш



б) 30ХГСА

Рисунок 5.101. Рентгеновская дифрактограмма стали в исходном состоянии

На *рисунке 5.102* приведены рентгеновские дифрактограммы стали 18ХНЗМА-Ш после электролитно-плазменной цементации в электролите, содержащем 10 % калицинированной соды и 20 % глицерина. Видно, что на поверхности стали присутствует цементит Fe_3C и оксид железа Fe_2O [143, 144]. При этом необходимо отметить, что увеличение продолжительности обработки до 7 мин приводит к образованию на поверхности остаточного аустенита $\gamma\text{-Fe}$.

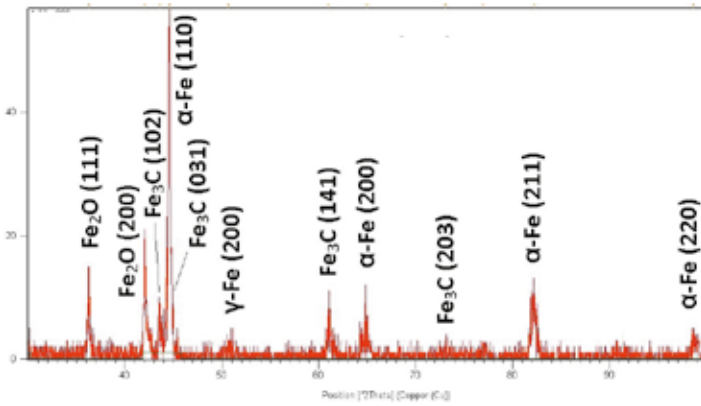
Помимо уже полученных фаз $\alpha\text{-Fe}$ феррита и цементита Fe_3C с помощью рентгенофазового анализа на поверхности стали 30ХГСА после цементации в плазме электролита при температуре 950 °С в течение 6 мин в водном растворе, содержащем 15 % кальцинированной соды и 15 % глицерина, также выявлены рефлексы, соответствующие остаточному аустениту $\gamma\text{-Fe}$ (*рисунок 5.103*). Вместе с тем наблюдается уменьшение или исчезновение оксидной фазы, что обусловлено одинаковыми пропорциями насыщающего (глицерин) и проводящего (кальцинированная сода) компонентов электролита для цементации.

Для нержавеющей стали 12Х18Н10Т были проведены исследования микроструктуры модифицированного слоя после электролитно-плазменной цементации методом просвечивающей электронной микроскопии [117, 118]. На *рисунке 5.104* приведены результаты исследований. Видно, что в исходном состоянии сталь 12Х18Н10Т представляет собой поликристаллический агрегат, состоящий из γ -фазы [140].

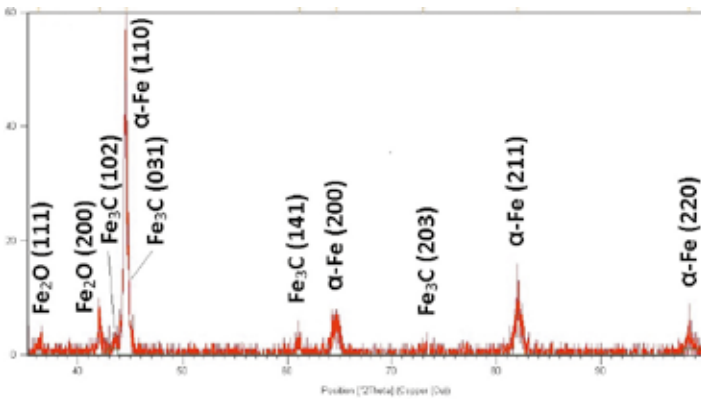
Внутри зерен наблюдается дислокационная субструктура, также наблюдаются карбиды типа TiC. Кроме того, присутствуют микродвойники. Появление микродвойников связано с более низкой энергией дефекта упаковки. Наблюдаемая плотность дислокации равномерно распределена по всей поверхности.

Электронно-микроскопический микродифракционный анализ поверхностного слоя образцов стали после электролитно-плазменной цементации показал многофазную составляющую стали, представленную α - и γ -фазами на основе железа, а также карбидом железа (цементит). Основной является γ -фаза, имеющая следующие морфологические разновидности. Во-первых, кристаллы мартенсита пакетной и пластинчатой морфологии, сформировавшиеся в результате закалки стали. По границам кристаллов мартенсита выявляются тонкие прослойки аустенитной составляющей. ε -мартенсит имеет вид плоских пластин правильной геометрической формы с четкими границами. Пластины располагаются параллельно друг другу в определенном направлении, ε -мартенсит образуется на плоскостях (111) аустенита вследствие того, что эти плотноупакованные плоскости и плоскость (0001) ε -мартенсита параллельны между собой, а плотноупакованные направления $\langle 110 \rangle_\gamma$ и $\langle 1120 \rangle_\varepsilon$ в этих плоскостях совпадают [112].

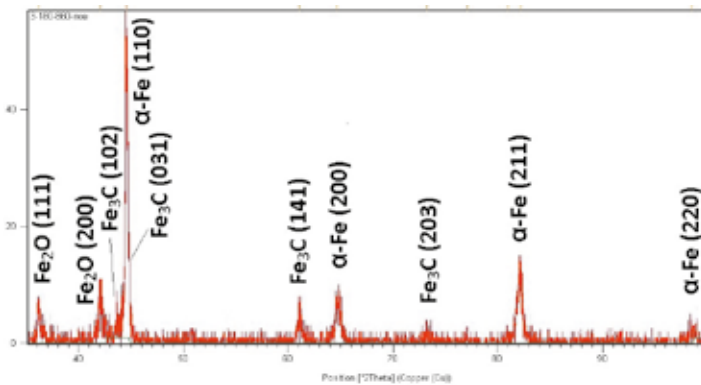
Карбиды располагаются вдоль границ зерен и пакетов мартенсита. Карбиды глобулярного вида располагаются в стыках зерен и пакетов. Карбиды, расположенные внутри зерен мартенсита, имеют пластинчатую форму. На картинах микродифракций появляются дифракционные кольца, свидетельствующие о модификации поверхности. Фазовый



а) 3 мин

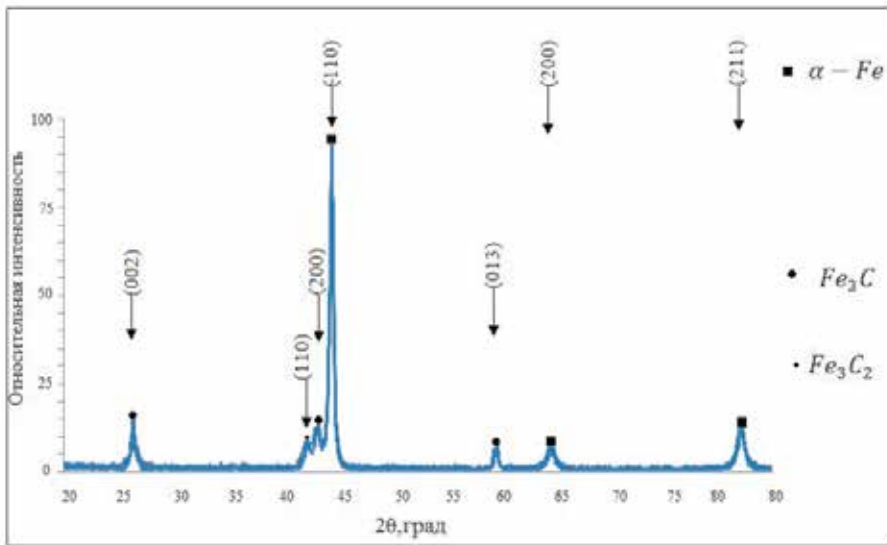


б) 5 мин

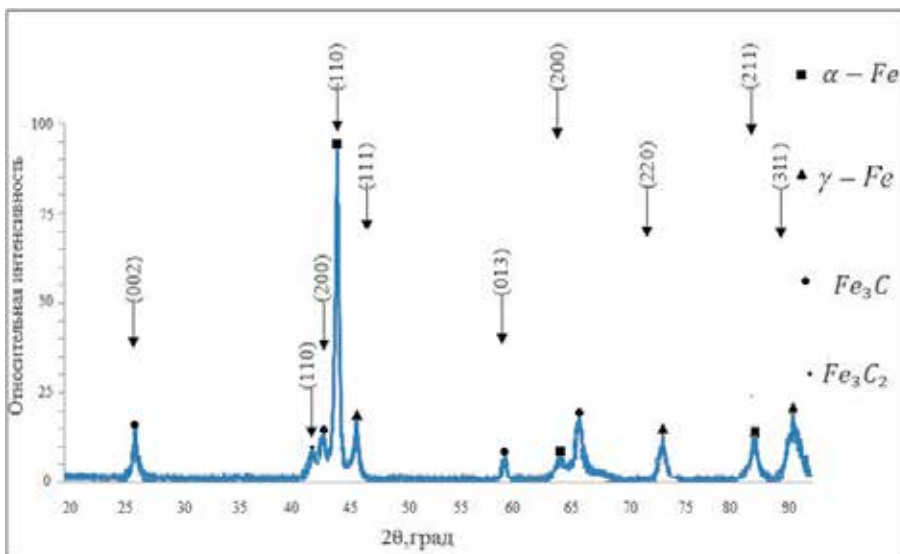


в) 7 мин

Рисунок 5.102. Рентгеновские дифрактограммы стали 18ХНЗМА-Ш после электролитно-плазменной цементации



при температуре 850 °С в течение 3 мин



при температуре 950 °С в течение 6 минут

Рисунок 5.103. Рентгеновская дифрактограмма стали 30ХГСА после электролитно-плазменной цементации в водном растворе, содержащем 15% кальцинированной соды (Na_2CO_3) и 15% глицерина ($C_3H_5(OH)_3$)

анализ, проведенный нами, показал, что карбидная фаза, независимо от расположения в структуре стали, имеет химический состав Fe_3C (це-

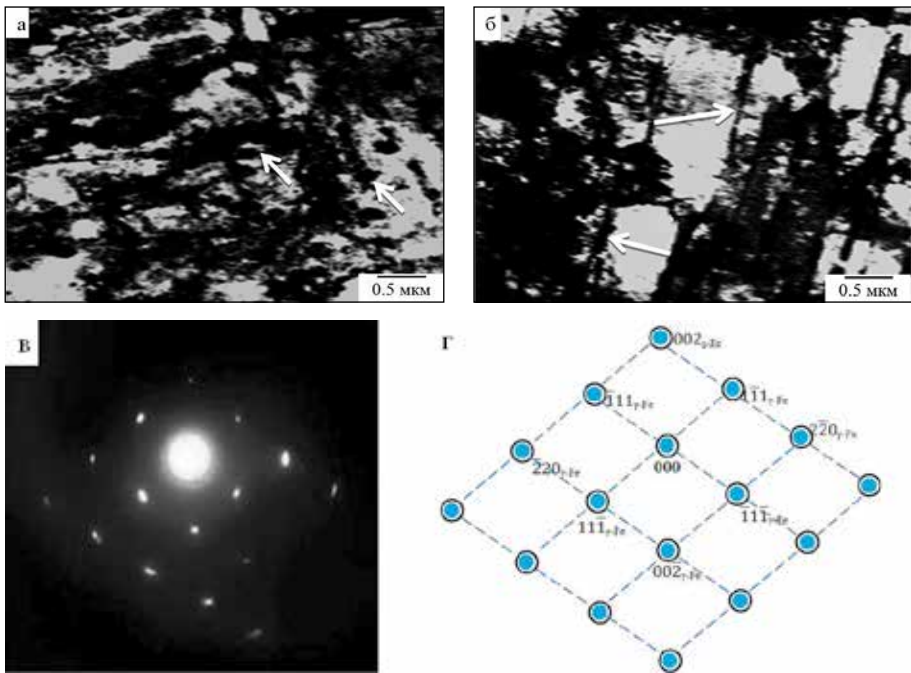


Рисунок 5.104. Микроструктура стали 12X18H10T в исходном состоянии: светлопольные изображения (а, б), соответствующая картина микродифракции и ее расшифровка (в, г)

ментит) (рисунок 5.105). Морфологический тип карбидной фазы напоминает аустенитную составляющую.

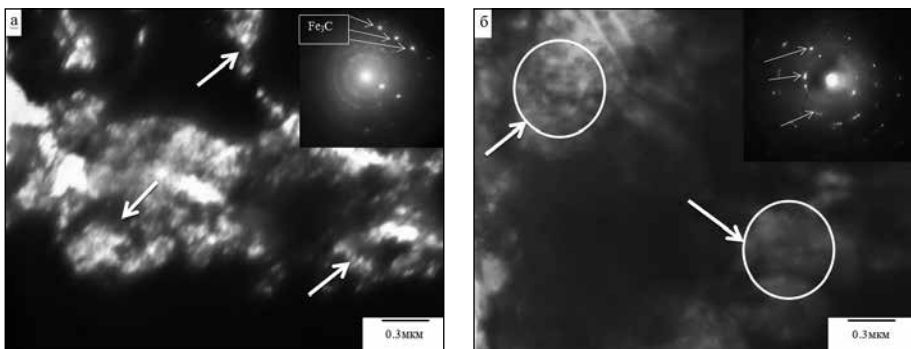


Рисунок 5.105. Микроструктура, формирующаяся на поверхности стали 12X18H10T при электролитно-плазменной цементации при 950 °C в течение 7 мин (окружностями обведены частицы Fe_3C расположенные по границам зерен аустенита): а, б – светлопольные изображения и их микроэлектроннограммы (стрелками указаны рефлексы $[211] Fe_3C$)

5.6.2 Влияние электролитно-плазменного азотирования на структуру и фазовый состав стали

При азотировании образцов в плазме электролита наблюдается обогащение феррита атомарным азотом, что способствует росту нитридных частиц в приповерхностном модифицированном слое.

В зависимости от условий работы деталей из конструкционных сталей различают азотирование:

- для повышения поверхностной твердости и износостойкости;
- для улучшения коррозионной стойкости (антикоррозионное азотирование).

В первом случае процесс азотирования для повышения поверхностной твердости и износостойкости (рисунки 5.10 б, а, б, в) проводили при температуре 750-800 °С с продолжительностью обработки 3-7 минут в электролите, содержащем водный раствор 15% кальцинированной соды (Na_2CO_3) и 25% мочевины ($(\text{NH}_2)_2\text{CO}$).

На рисунке 5.10б приведены результаты оптической микроскопии образцов стали 30ХГСА после электролитно-плазменного азотирования. Установлено, что происходит изменение морфологии поверхностного слоя. Микроструктура приповерхностного слоя образцов стали 30ХГСА состоит из α -Fe ферритной структуры, с дисперсными включениями в виде частиц нитридов железа Fe_3N , и легирующих элементов.

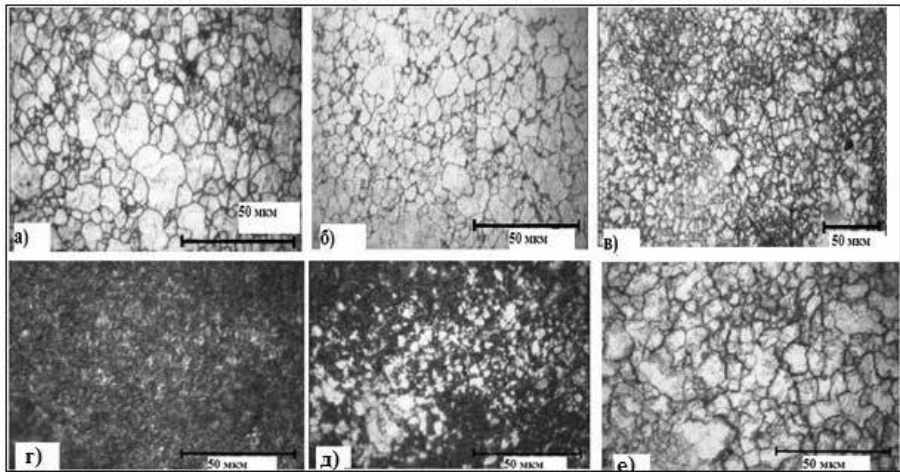
Антикоррозионное азотирование проводили для конструкционной стали 30ХГСА: при температуре 700-750 °С, в электролите, содержащем водный раствор 10 % хлорида аммония, 10 % кальцинированной соды и 15 % карбамида, в течение 3-7 минут (рисунки 5.10б, г, д, е). На поверхности образуется слой ϵ -фазы толщиной 30 мкм, который обладает высокой стойкостью против коррозии.

Содержание азота в поверхностном слое составляет 1,68 % (таблица 5.11), толщина слоя – 15-25 мкм.

Таблица 5.11. Качественный и количественный нормализованный анализ образцов стали 30ХГСА после плазменно-электролитического азотирования

Спектр	С	О	N	Si	Cr	Mn	Fe	Итого
Спектр 1	27,27	25,01	1,68	0,25	0,21	0,66	44,92	100,00
Спектр 2	28,68	21,82	1,48	1,14	0,93	0,45	45,51	100,00
Спектр 3	26,39			0,70	0,74	0,69	71,48	100,00
Макс.	28,68	25,01	1,68	1,14	0,93	0,69	71,48	-
Мин.	26,39	21,82	1,48	0,25	0,21	0,45	44,92	-

Как видно из рисунка 5.107, азотирование стали 30ХГСА в плазме электролита привело к значительным изменениям в структуре матрицы стали.



при температуре 750-800 °С в электролите, содержащем водный раствор 15 % кальцинированной соды и 25 % карбамида в течение: а) 3 мин; б) 5 мин; в) 7 мин при температуре 700-750 °С в электролите, содержащем водный раствор 10% хлорида аммония, 10 % кальцинированной соды и 15 % карбамида в течение: г) 3 мин; д) 5 мин; е) 7 мин

Рисунок 5.106. Микроструктура стали 30ХГСА после электролитно-плазменного азотирования

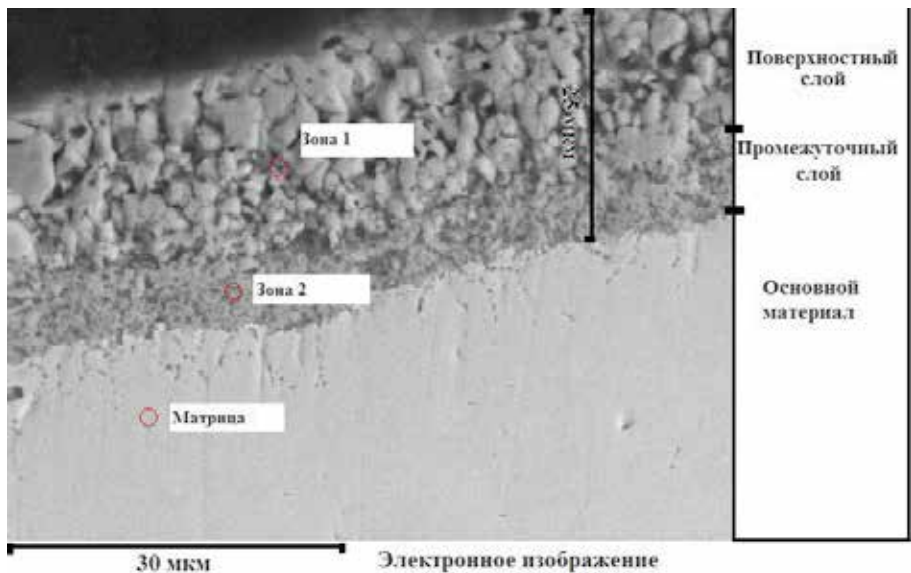


Рисунок 5.107. Электронное изображение поперечного шлифа стали 30ХГСА после электролитно-плазменного азотирования при температуре 750-800 °С в течение 7 мин

Анализ результатов оптической микроскопии стали 40X (рисунки 5.108, 5.109) [134, 141] и 34ХН1М (рисунки 5.110, 5.111) [99, 101, 128-129] после азотирования в плазме электролита показывает аналогичные изменения в структуре поверхностного слоя, на поверхности которого появился белый слаботравящийся слой, представляющий собой твердый раствор внедрения азота в железо.

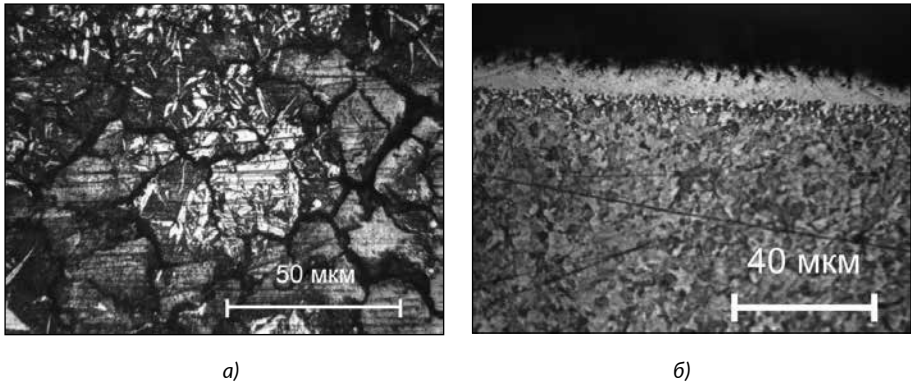


Рисунок 5.108. Микроструктура поверхности: а) и поперечного шлифа б) стали 40X, обработанной при температуре 750 °С

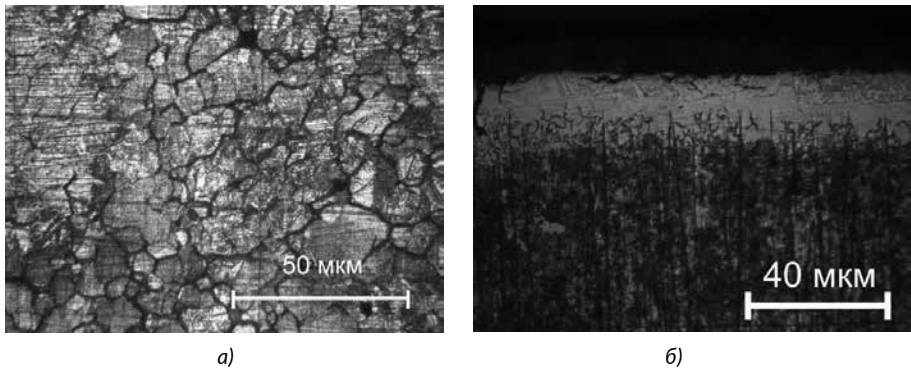
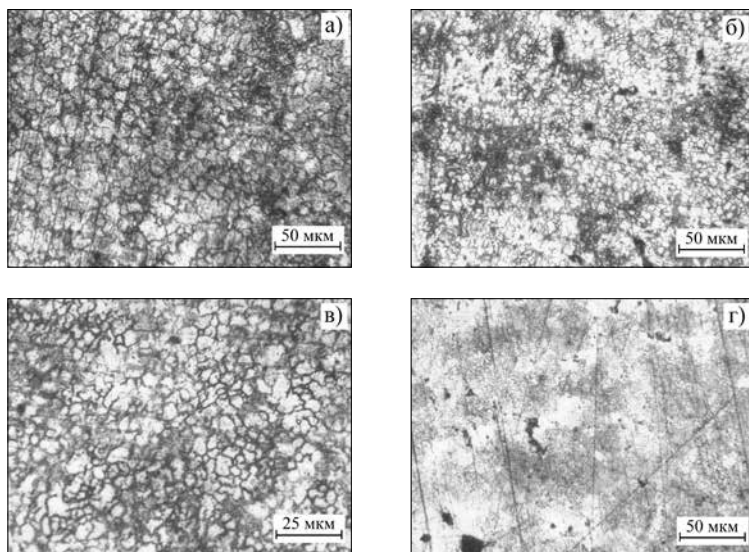


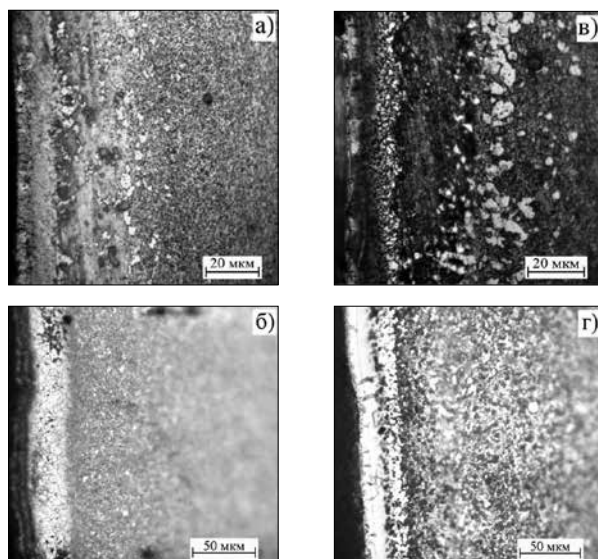
Рисунок 5.109. Микроструктура поверхности: а) и поперечного шлифа б) стали 40X, обработанной при температуре 850 °С

На рисунке 5.112 показана дифрактограмма стали 30ХГСА до и после электролитно-плазменного азотирования при температуре 750 °С с длительностью 7 минут. Было обнаружено, что на поверхности образуется слой, состоящий из α -Fe, оксидов (Fe_2O , FeO) и нитрида железа FeN, и отличительной составляющей является формирование ϵ -фазы (твердый раствор на основе нитрида железа Fe_3N) с толщиной 30 мкм, который обладает высокой стойкостью против коррозии.



а) 700 °С, 5 мин; б) 700 °С, 7 мин; в) 750 °С, 5 мин; г) 750 °С, 7 мин

Рисунок 5.110. Микроструктура поверхности стали 34ХН1М после электролитно-плазменного азотирования



а) 700 °С, 5 мин; б) 750 °С, 5 мин; в) 700 °С, 7 мин; г) 750 °С, 7 мин

Рисунок 5.111. Микроструктура поперечного шлифа стали 34ХН1М после

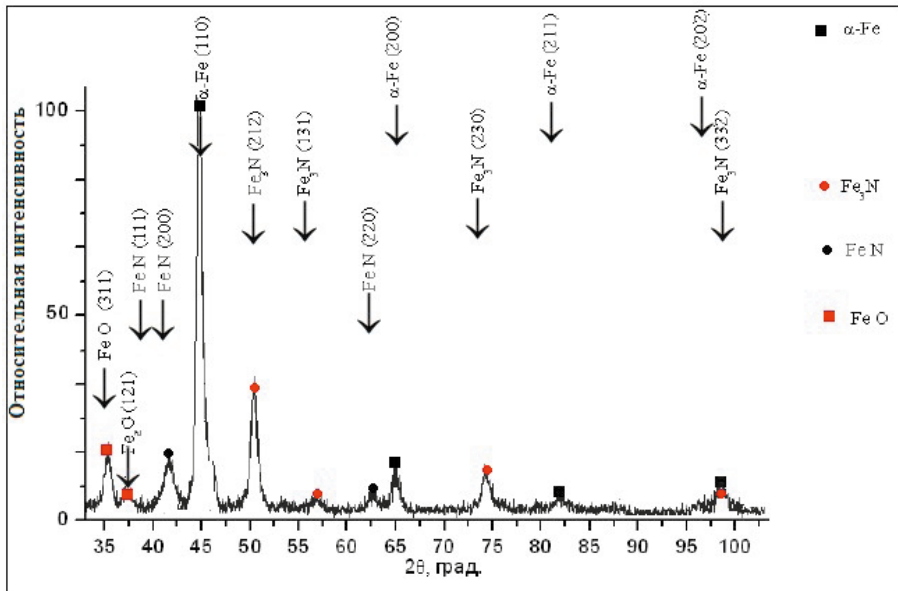


Рисунок 5.112. Рентгеновская дифрактограмма стали 30XГСА после электролитно-плазменного азотирования при температуре 750-800 °С в течение 7 минут

На рентгеновских дифрактограммах образцов стали 40X в исходном состоянии присутствуют рефлексы фазы α -железа с параметром $a=2,872 \text{ \AA}$ (рисунок 5.113). Рентгеноструктурный анализ обработанных образцов стали 40X показал, что в поверхностных слоях, азотированных при температуре 750 °С образцов, присутствуют фазы – феррит, мартенсит и азотистый аустенит. При температуре насыщения 850 °С дополнительно присутствуют рефлексы нитрида железа [141].

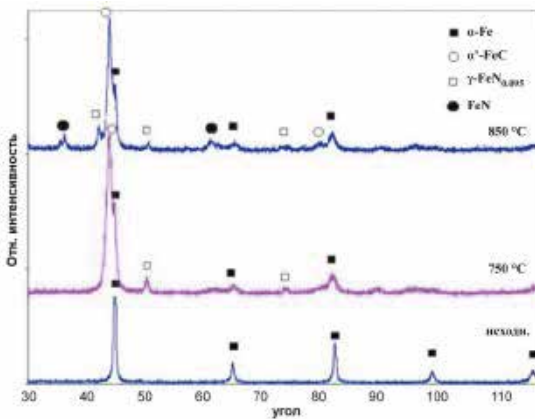
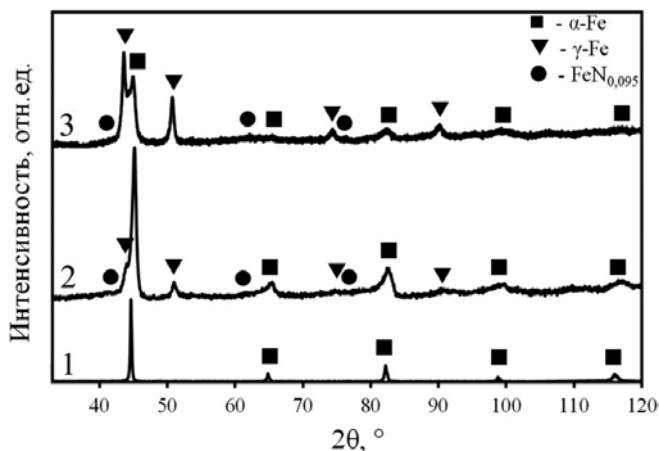


Рисунок 5.113. Дифрактограммы поверхности образцов стали 40X в исходном и обработанном состоянии [141]

На рисунке 5.114 приведены рентгеновские дифрактограммы поверхности стали 34ХН1М до и после электролитно-плазменного азотирования при температурах 700 °С и 750 °С и длительности обработки 7 мин [99Ошибка! Закладка не определена.].

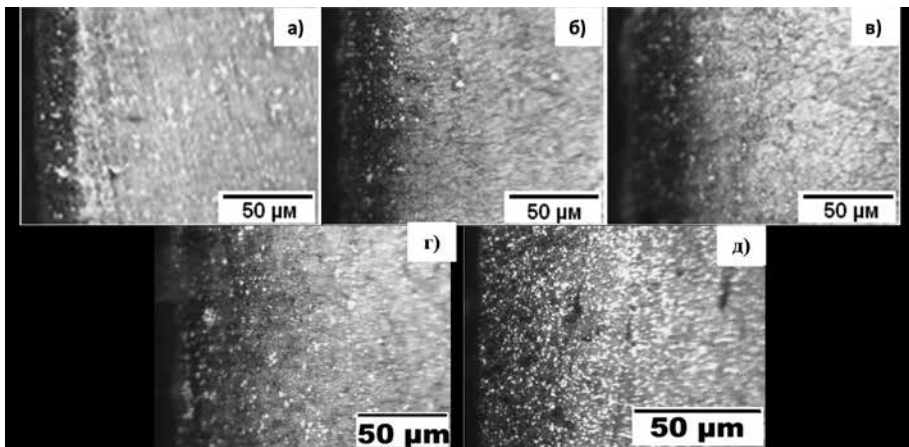


1 – исходное состояние; 2 – 700 °С, 7 мин; 3 – 750 °С, 7 мин

Рисунок 5.114. Дифрактограмма поверхности до и после электролитно-плазменного азотирования [99]

По данным рентгеноструктурного анализа определено, что исходное состояние стали 34ХН1М представлено α-фазой на основе Fe. Анализ дифрактограммы стали 34ХН1М после электролитно-плазменного азотирования показал, что появились новые фазы: γ-фаза на основе Fe и FeN_{0,095}. Появление γ-Fe обусловлено тем, что при температуре ~ 730 °С и выше в стали 34ХН1М происходит превращение феррита в аустенит. По интенсивности пиков образовавшихся фаз, видно, что при температуре 750 °С и длительности обработки 7 мин количество новых фаз значительно выше, чем при температуре 700 °С и той же длительности обработки [99].

При электролитно-плазменном азотировании быстрорежущих сталей Р6М5, Р9, Р18 в электролите из водного раствора, содержащего 20% карбамида, 10% карбоната натрия при температуре азотирования – 450-550 °С, протекает процесс диффузионного насыщения стали азотом с ускоренным образованием модифицированного слоя толщиной 35-45 мкм, состоящий только из хорошо развитой зоны внутреннего азотирования, т.е. диффузионного слоя (рисунки 5.115). При этом диффузионный слой представляет собой азотистый мартенсит, поскольку исходная структура стали состояла из отпущенного мартенсита. Формирование диффузионного слоя без сплошного нитридного слоя на быстрорежущих сталях позволяет, с одной стороны, повысить твердость и износостойкость инструмента, а, с другой стороны, избежать больших напряжений, приводящих к повышенной хрупкости поверхностного слоя [98].



а) P6M5, при 450°C; б) P6M5, при 500°C; в) P6M5, при 550°C; г) P9, при 550°C; д) P18, при 550°C

Рисунок 5.115. Микроструктура модифицированного слоя быстрорежущих сталей после азотирования при различных температурах

Результаты растровой электронной микроскопии показали, что после электролитно-плазменного азотирования при 550 °C на поверхности быстрорежущих сталей образуются мелкодисперсные частицы, представляющие собой нитриды легирующих элементов (рисунок 5.116,г, стрелками отмечены мелкодисперсные частицы). А при азотировании при 450 °C и 500 °C они не наблюдаются (рисунок 5.116, б, в).

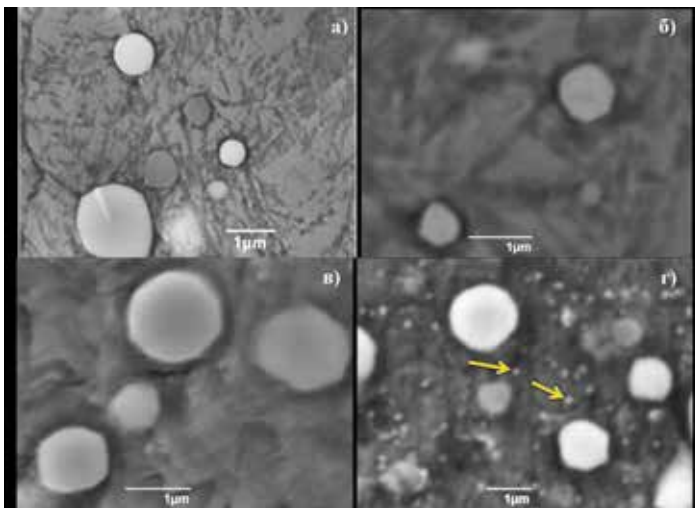


Рисунок 5.116. Микроструктура модифицированного слоя быстрорежущих сталей после азотирования при различных температурах

Рентгеноструктурный анализ показал, что после азотирования в поверхностном слое быстрорежущих сталей образуются Fe₄N-фазы (таблица 5.12).

Таблица 5.12. Результаты рентгеноструктурного анализа быстрорежущих сталей

Образец	Обнаруженные фазы	Об.доля фаз, %	Параметры решетки, нм	Размеры ОКР, нм
P9, исходный	α-Fe	81	0,28680	23,30 (все, реф.)
	M6C	11,8	1,10543	26,14 (100)
	MC	7,2	0,41566	25,01 (100)
P9, азотированный	α-Fe	76,6	0,28712	34,90 (все реф.)
	M6C	11,4	1,10804	32,79 (100)
	MC	6,5	0,41625	17,43 (100)
	γ'-Fe ₄ N	5,5	0,37945	27,43 (100)
P6M5, исходный	α-Fe	75,2	0,28781	19,20 (все реф.)
	M6C	13,7	1,10867	38,77 (все реф.)
	MC	11,1	0,41663	18,72 (100)
P6M5, азотированный	α-Fe	73,2	0,28784	26,53 (все реф.)
	M6C	13,1	1,10818	40,98 (100)
	MC	9,8	0,41576	16,61 (100)
	γ'-Fe ₄ N	3,9	0,37923	40,22 (100)
P18, исходный	α-Fe	72,2	0,28720	50,36 (все, реф.)
	M6C	27,8	1,10429	39,43 (100)
P18, азотированный	α-Fe	70,5	0,28822	41,68 (все реф.)
	M6C	25,8	1,10472	106,98 (100)
	γ'-Fe ₄ N	3,7	0,37756	97,44 (100)

Электронно-микроскопические исследования модифицированного слоя быстрорежущей стали P6M5 показали, что после азотирования в поверхностном слое формируются частицы, имеющие форму тонких прослоек и мелкодисперсных выделений неправильной формы, хаотически расположенных в мартенситной матрице (рисунок 5.117).

Микродифракционный анализ показал, что кристаллическая структура этих мелкодисперсных выделений соответствует нитриду хрома состава CrN, который имеет ГЦК решетку типа NaCl и пространственную группу Fm3m. Образование нитрида CrN в быстрорежущих сталях возможно при наличии флуктуаций с достаточно высокой концентрацией [142]. Наличие флуктуации концентраций в растворах вообще и в твердых растворах в частности не вызывает сомнений и подтверждены экс-

периментально во многих системах. В условиях, когда флуктуации хрома возникают в среде, пересыщенной углеродом, на начальной стадии они стабилизируются за счет взаимодействия с углеродом.

Исследование структурно-фазового состояния образца стали 12X18H10T после электролитно-плазменного азотирования свидетельствуют о том, что в поверхностном модифицированном слое преимущественно содержатся фазы ϵ -Fe_{2,3}N, и CrN, средний размер частиц этой фазы равен 40 нм (рисунок 5.118) [121, 122].

На глубине около 300 мкм от поверхности, наряду с указанными выше частицами, обнаружены частицы вторичных фаз. Анализ картин дифракции показал, что эта фаза представляет собой нитрид хрома CrN. На микродифракционной картинке мы видим, что в матрице выделяются частицы фазы ϵ -Fe_{2,3}N и находящаяся с ней в закономерном ориентационном соотношении CrN-фаза.

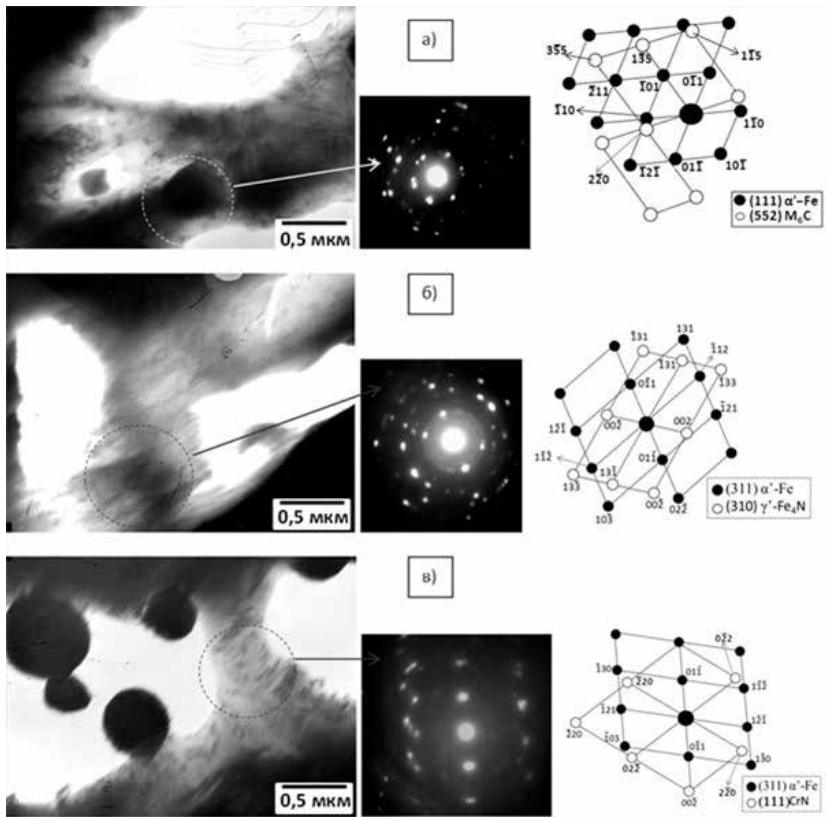


Рисунок 5.117. Электронно-микроскопические изображения тонкой структуры поверхностного слоя стали P6M5, сформированной после азотирования и их микродифракционные картины, полученные с карбида (а), матрицы (б) и мелкодисперсных нитридов (в) и схемы их индексирования

При электролитно-плазменном азотировании сохраняется морфология аустенитной фазы и незначительно снижается скалярная плотность дислокаций. В местах стыка границ зерен, реже вдоль границ, обнаруживаются субмикронных размеров области различных форм. Внутри этих областей наблюдаются отдельно расположенные единичные дислокации. В отдельных случаях вдоль границ зерен обнаруживаются частицы вторичных фаз. Микродифракционный анализ показывает, что данные области имеют ОЦК (или ГЦК) кристаллические решетки на основе α - (или γ) – железа, и по всей видимости, являются субзернами рекристаллизованной стали. Также наблюдается игольчатый мартенсит, в котором расположены микроразмерные частицы (рисунки 5.119).

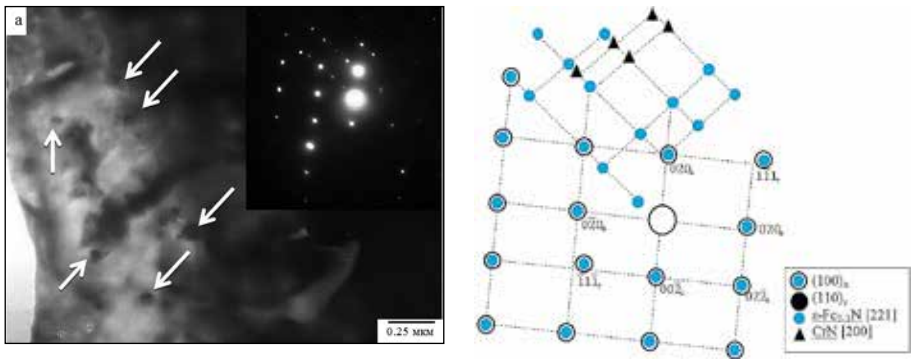


Рисунок 5.118. Микроструктура стали 12X18H10Т, формирующаяся на поверхности при электролитно-плазменном азотировании при 750 °С в течение 7 минут: а – светлопольное изображение, где стрелками указаны частицы нитридной ϵ -фазы, и микроэлектронোগрамма, б – расшифровка микроэлектронограммы

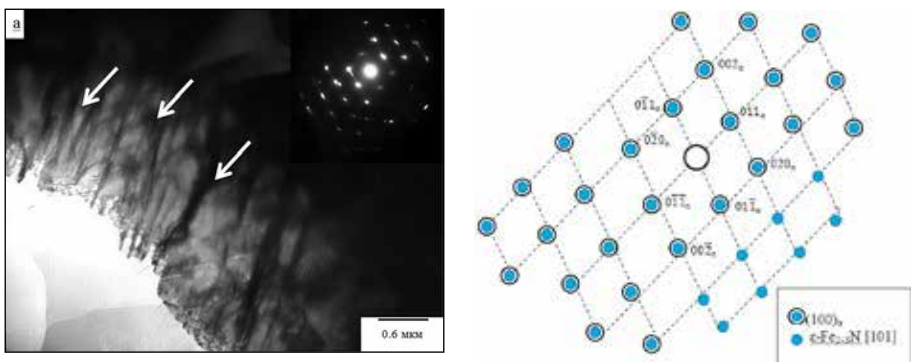


Рисунок 5.119. Микроструктура стали 12X18H10Т, формирующаяся на поверхности при электролитно-плазменном азотировании при 750 °С в течение 7 минут: а – светлопольное изображение, где стрелками указана область пластинчатого мартенсита

5.6.3 Влияние электролитно-плазменной нитроцементации на структуру и фазовый состав стали

Как известно, высокотемпературная нитроцементация проводится при температурном интервале от 850 °С до 950 °С, для машиностроительных деталей из среднеуглеродистых и конструкционных сталей при повышенной концентрации азотсодержащего электролита. На Машзаводе ВАЗ (РФ) 95 % деталей подвергаются нитроцементации. В мировой практике нитроцементация характеризуется безопасностью в работе, низкой стоимостью.

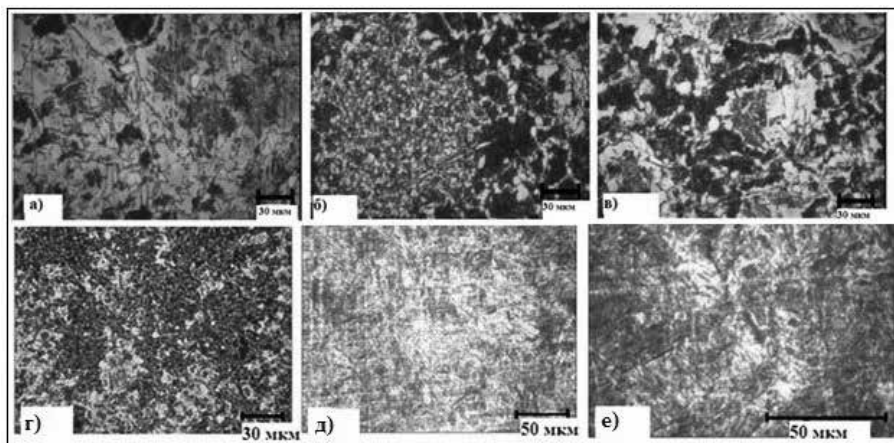
Основное назначение нитроцементации конструкционных сталей – повышение твердости и износостойкости стальных изделий. Установлено, что при одновременной диффузии углерода и азота ускоряется диффузия углерода. Известно, что скорость роста нитроцементованного и цементованного слоев на глубину 0,5 мм практически одинакова, хотя температура нитроцементации часто почти на 100 °С ниже. Толщина стандартного нитроцементованного слоя обычно 0,2 – 0,8 мм. Так же установлено, что толщина слоя при нитроцементации не должна превышать 1,0 мм, так как при большой толщине слоя в нем образуется темная составляющая и другие дефекты, снижающие механические свойства конструкционной стали.

Для электролитной нитроцементации легированных конструкционных сталей рекомендуется использовать контролируемый рабочий электролит, с добавлением углеродо- и азотсодержащих химических соединений, в частности ионизованных атомов H_2 , CO и N_2 , которые повышают сопротивление хрупкому разрушению и предел выносливости обрабатываемых изделий.

В результате анализа фрагментов (*рисунок 5.120*), полученных методом электронно-оптической микроскопии, установлено, что после нитроцементации образцов стали 30ХГСА в плазме электролита происходит значительные изменения морфологии приповерхностного слоя исследуемой стали. Наблюдается обогащение феррита атомарным углеродом и азотом, что способствует росту карбидных и нитридных частиц, так же мартенситных структур в приповерхностном модифицированном слое.

Нитроцементация стали привела, как отмечалось выше, к существенным качественным и количественным изменениям в структуре, а именно: по мере удаления от обработанной поверхности изменяются такие параметры, как плотность дефектов, их организация, размеры и тип, а также концентрация легирующих элементов и примесей. Все это должно было повлечь за собой изменение фазового состава и списка присутствующих фаз, а также их морфологии.

Как видно из *рисунка 5.120, а, б, в*, при плазменно-электролитической нитроцементации с продолжительностью 3 мин зерна ферритных частиц мелкие, при 5 мин обработки наблюдается рост зерен ферритных частиц, а при 7 мин зерна становятся значительно крупными. Здесь имеет место крупнозернистая структура, которая характеризуется стабильностью карбидных и нитридных частиц при диффузии атомов внедрения, которые отвечают за увеличение поверхностной твердости и стойкости к износу.



При температуре 750 °С:
а) 3 мин, б) 5 мин, в) 7 мин в электролите,
содержащем водный раствор 10% хлорида аммония и 10% глицерина.

При температуре 850 °С:
г) 3 мин, д) 5 мин, е) 7 мин в электролите,
содержащем водный раствор 10% хлорида натрия и 15% мочевины

Рисунок 5.120. Микроструктура стали 30ХГСА после электролитно-плазменной нитроцементации

Электролитно-плазменная нитроцементация стали 30ХГСА приводит к формированию нитроцементованного слоя вблизи поверхности образца [138]. Структура слоя по мере удаления от поверхности образца меняется. На *рисунке 5.121* представлено изображение поперечного шлифа, полученное с помощью растрового электронного микроскопа при сравнительно небольшом увеличении. Видно, что на поперечном шлифе хорошо выделяется нитроцементованный поверхностный слой, толщина которого в среднем составляет около 30 мкм. Далее, вглубь образца, следует переходной, иначе говоря, промежуточный слой, затем – слой (зона) основного металла.

Также хорошо видно, что по границам зерен в поверхностном (зона II) и в переходном (промежуточном) слоях присутствуют карбиды и карбонитриды. Несомненно, что до значительных глубин (по крайней мере, включая переходную зону) большой вклад в нитроцементацию стали 30ХГСА дает диффузия углерода и азота по границам зерен. В первой зоне наблюдается слабое травление границ зерен, внутренняя структура зерен выражена не четко. Во второй зоне границы зерен выявляются четко, внутри зерен присутствует уже достаточно хорошо выраженная структура. В переходной зоне, которая следует за нитроцементованным слоем, границы зерен выявляются четко, внутри зерен присутствует также достаточно хорошо выраженная структура.

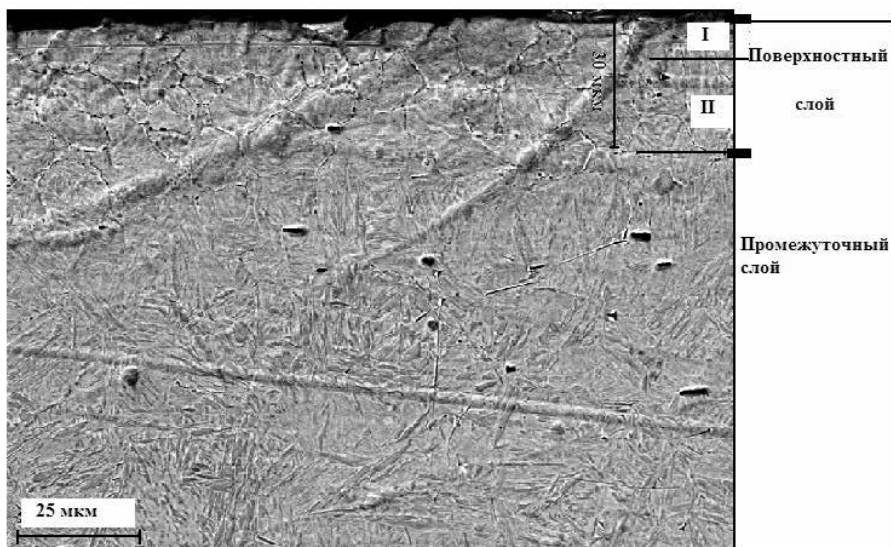


Рисунок 5.121. Микроструктура поперечного шлифа стали 30ХГСА после электролитно-плазменной нитроцементации

Анализируя экспериментальные данные, после высокотемпературного плазменно-электролитического модифицирования нитроцементацией, полученные на рентгеновском дифрактометре (рисунок 5.122) образцов стали 30ХГСА, прошедших обработку в течение 3, 5, 7 минут при температуре 850 °С с последующей закалкой в электролите, можно выявить следующие закономерности:

После модифицирования на приповерхностном слое формируются нитридные FeN и карбидные FeC, Fe₃C фазы, так же происходят мартенситные превращения по границам которых присутствует остаточный аустенит. Однако, сложные карбонитридные фазы не были обнаружены. Их присутствие доказано ПЭМ анализом.

По результатам ПЭМ анализа определено, что морфологически α-фаза в общем случае присутствует в виде: нефрагментированного и фрагментированного феррита на границах (со средним размером частиц – 32 нм, объемной долей в материале – ~1 %) и внутри (средним размером частиц – 4 нм, объемной долей в материале – ~0,5 %), которых присутствуют частицы карбида M₂₃C₆; пластинчатого перлита представляющего собой чередующиеся параллельные пластины феррита (α-фазы) и легированного цементита (хромом до 20 %); отпущенного мартенсита, представляющего собой смешанной структурой пакетного (речного) мартенсита, низко- и высокотемпературного пластинчатого мартенсита. Также выявлено, что в исходном состоянии γ-фаза присутствует в виде остаточного аустенита, который имеется в стали: 1) по границам мартенситных реек и пластин в виде тонких длинных прослоек; 2) внутри мартенситных пластин в виде колоний двойникового

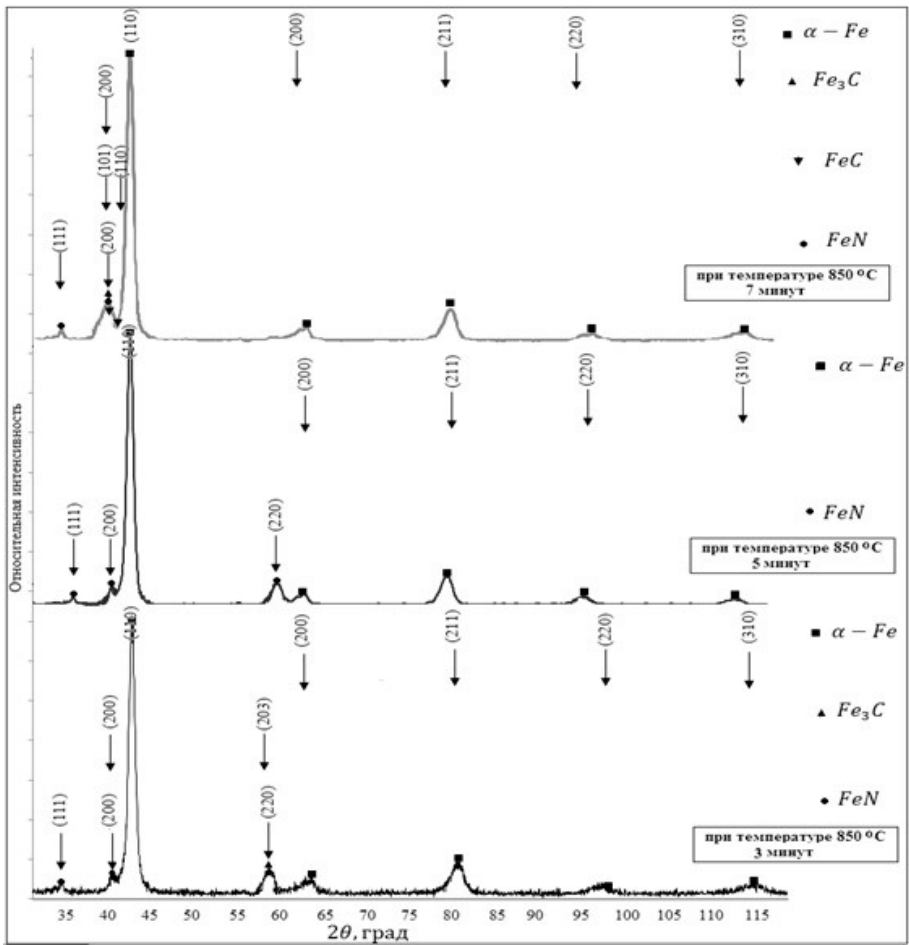


Рисунок 5.122. Рентгеновская дифрактограмма стали 30XГСА после высокотемпературной плазменно-электролитической нитроцементации при температуре 850 °C в течение: а) 3 мин, б) 5 мин, в) 7 мин

типа; 3) в виде отдельных, случайным образом расположенных островков, образованных по типу перлита в результате расслоения углерода в γ -фазе в окрестности $\gamma \rightarrow \alpha$. Примеры нефрагментированного (рисунок 5.123,а) и его схемы (рисунок 5.123,б), а также фрагментированного (рисунок 5.123,в) и его схемы (рисунок 5.123,г) феррита в исходном состоянии в стали 30XГСА приведены.

Электронно-микроскопическое изображение тонкой структуры стали 30XГСА в исходном состоянии приведено на рисунке 5.124: а – светопольное изображение (Φ – зерно феррита, Π – зерно пластинчатого перлита); б – микродифракционная картина и её индцированная схема, полученная с зерна феррита, присутствуют рефлексы, относящиеся

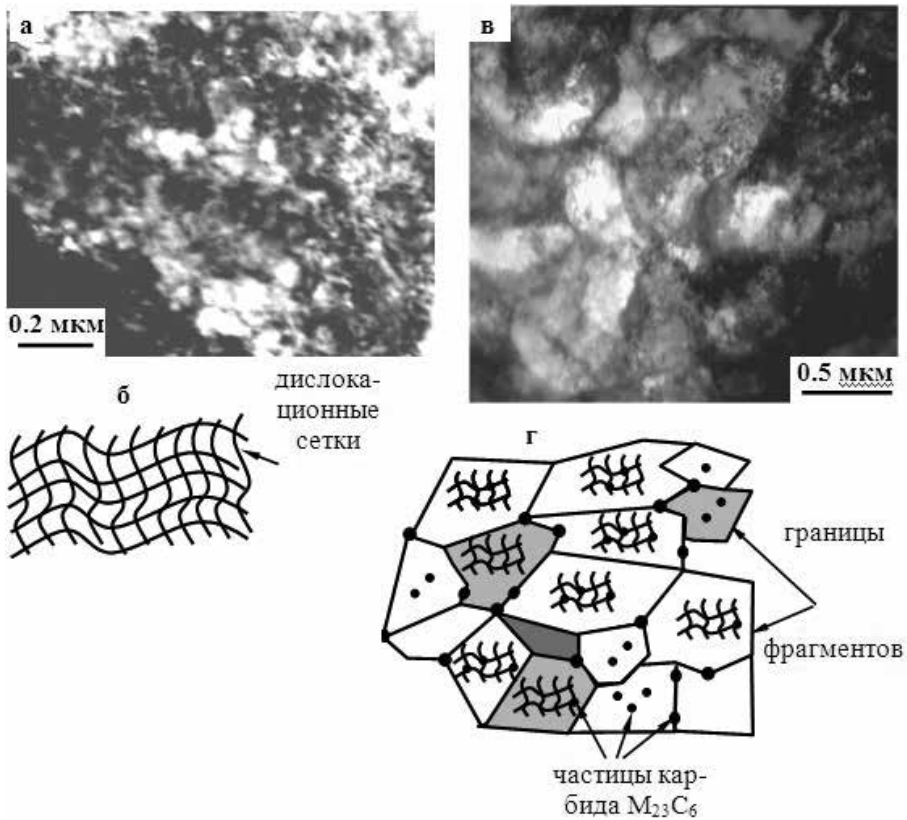


Рисунок 5.123. Нефрагментированный и фрагментированный феррит в исходном состоянии стали 30ХГСА

к плоскости $(111)\alpha$; в – микродифракционная картина и её индигированная схема (г), полученная с зерна перлита, присутствуют рефлексы, относящиеся к плоскостям (120) и (137) α -фазы и (221) цементита Fe_3C , стрелкой указаны совпадающие направления α -фазы $[001]$ и цементита $[0\bar{1}2]$, т.е. $[001]\alpha \parallel [0\bar{1}2]Fe_3C$, при этом выполняется соотношение: $(120)\alpha \parallel (221)_{Fe_3C}$ (соотношение Багаряцкого).

На рисунке 5.125 изображен фрагментированный феррит, где а – светлопольное изображение; б – микродифракционная картина, полученная с участка (а); в – её индигированная схема, присутствуют рефлексы, относящиеся к плоскостям (113) , (115) и $(\bar{1}12)$ α -фазы и (221) карбида $M_{23}C_6$, обозначенного на схеме как «К». Было определено, что во фрагментированном феррите на границах и внутри присутствуют частицы карбида $M_{23}C_6$. Средний размер частиц карбида $M_{23}C_6$ на границах – 32 нм, с объемной долей в материале – ~1%, так же внутри с размером частиц – 4 нм, объемной долей в материале – ~0,5%.

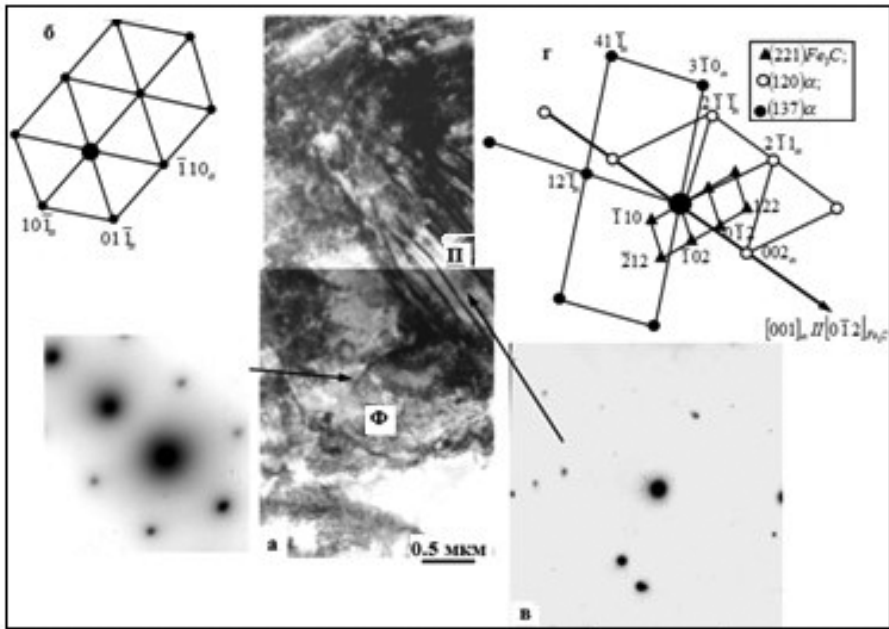


Рисунок 5.124. Электронно-микроскопическое изображение тонкой структуры стали 30ХГСА в исходном состоянии

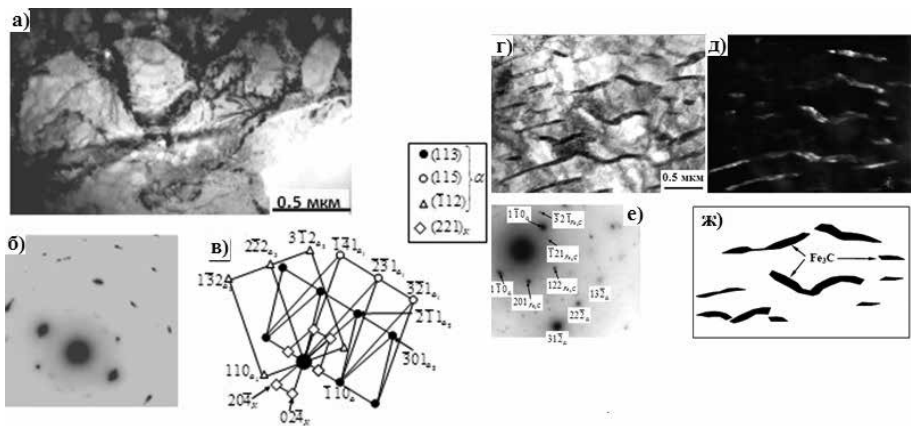


Рисунок 5.125. Электронно-микроскопические изображения тонкой структуры фрагментированного феррита и разрушенного перлита в стали 30ХГСА в исходном состоянии

Необходимо отметить, что перлитная структура намного прочнее структуры ферритных зерен главным образом потому, что пластины цементита задерживают движение дислокаций так же эффективно,

как и границы зерен феррита. Пример разрушенного перлита в стали 30ХГСА в исходном состоянии приведен на *рисунке 5.99*, где г – светлопольное изображение; д – темнопольное изображение, полученное в рефлексе [201] цементита; е – индцированная микродифракционная картина, на которой присутствуют рефлексы, принадлежащие плоскостям (112) α и (124) Fe₃C; ж - схема зерна перлита.

Электронно-микроскопическое изображение отпущенного реечного, ПНМ – пластинчатого низкотемпературного, ПВМ – высокотемпературного мартенсита приведен на *рисунке 5.126*, где показано выделение γ -фазы по границам реек, частиц карбонитрида M₂₃(C,N)₆ – на дислокациях внутри реек: а – светлопольное изображение; б – темнопольное изображение, полученное в совпадающих рефлексах [11 $\bar{1}$] γ + [01 $\bar{1}$] α ; в – микродифракционная картина; г – её индцированная схема, присутствуют рефлексы, принадлежащие плоскостям (113) α -фазы, (123) γ -фазы и (150) карбонитрида M₂₃(C,N)₆, отмеченного на схеме как «К». Остаточный аустенит (γ) по границам пластины (*рисунок 5.126, д*), в виде колоний двойникового типа (*рисунок 5.126, е*) и островков (*рисунок 5.126, ж*). Стрелками на *рисунке 5.126, ж* отмечены частицы цементита.

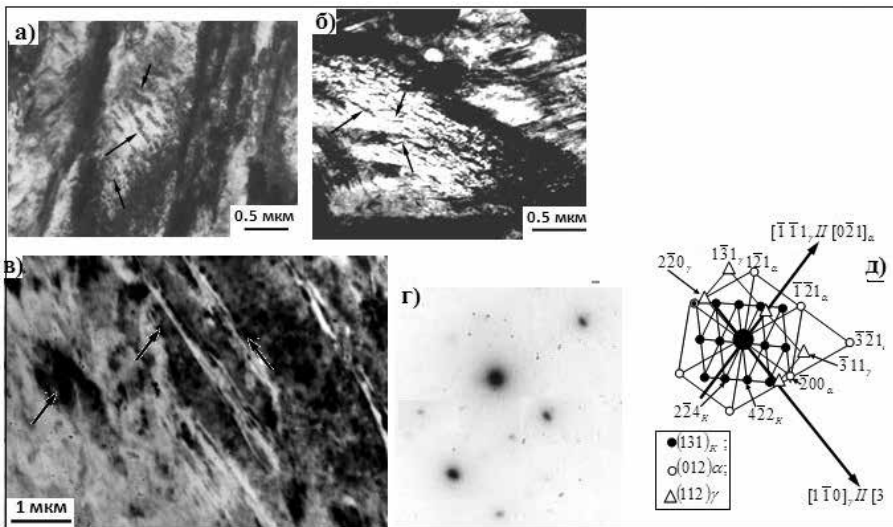


Рисунок 5.126. Тонкая структура стали 30ХГСА после электролитно-плазменной нитроцементации, поверхность образца

Примеры электронно-микроскопических изображений отпущенного мартенсита (*рисунок 5.127, а, б*) и частиц карбонитрида M₂₃(C,N)₆, расположенных на межфазных поверхностях «карбонитрид M₂₃C_{0.61}N_{0.39} – γ -фаза» (*рисунок 5.127, в, г, д*) приведены на *рисунке 5.101*. Как известно, все закаленные и отпущенные слаболегированные низко- и среднеуглеродистые стали обладают смешанной структурой пакетно-пластинчатого мартенсита, состоящей, в основном, из пакетного (реечного) мартенсита

и некоторого количества пластинчатого мартенсита. Именно такой мартенсит наблюдается в исследуемой стали. Причем пластинчатый мартенсит может быть как низко-, так и высокотемпературным. Основными факторами при формировании смешанной структуры пакетно-пластинчатого мартенсита будут играть концентрация углерода в твердом растворе и температура превращения.

Как видно на светлопольном изображении (рисунок 5.127, в), частицы $M_{23}(C,N)_6$ имеют пластинчатую форму. Это совершенно новый результат, до сих пор нигде ранее не обнаруженный. Отметим, что карбонитрид $M_{23}(C,N)_6$ содержит в себе железо и хром его химическая формула $(Fe,Cr)_{23}(C,N)_6$. Хром ярко проявляет себя как карбидообразующий элемент и в данном случае.

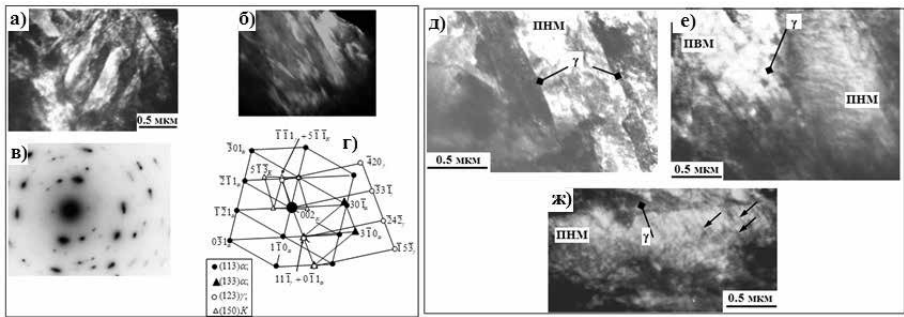


Рисунок 5.127. Электронно-микроскопическое изображение тонкой структуры стали 30XГСА после электролитно-плазменной нитроцементации

Как показали проведенные исследования нитроцементованного слоя стали 18ХНЗМА-Ш методом просвечивающей электронной дифракционной микроскопии, фазовый состав и объемная доля фаз по мере продвижения вглубь образца меняется. Необходимо подчеркнуть, что, во-первых, форма частиц присутствующих фаз, их размер и взаимное расположение различны и, во-вторых, частицы всех фаз окружены α -матрицей [135]. Все фазы, которые были обнаружены в настоящем исследовании, представлены в таблице 5.13.

1. α -фаза – ОЦК твердый раствор атомов внедрения (углерода и азота) и замещения (хрома, никеля и молибдена) на основе Fe_α (таблица 5.13). Она всегда составляет основную часть материала. Морфологически α -фаза представляет собой пластины мартенсита (рисунки 5.128, 5.129) с высокой скалярной плотностью дислокаций ($\rho = 5.3 \times 10^{10} \text{ см}^{-2}$).

Электронно-микроскопическое изображение участка материала, представленного α -фазой с прослойками α -фазы (аустенита), отмеченные белыми стрелками: а – светлопольное изображение; б – микродифракционная картина, полученная с участка (а), присутствуют рефлексы, принадлежащие плоскостям (001) и (111) α -фазы и (112) γ -фазы; в – е индцированная схема

Таблица 5.13. Тип, пространственная группа и параметры кристаллических решеток α - и γ -фаз, карбидов и карбонитридов

Фаза	Тип кристаллической решетки	Пространственная группа	Параметры кристаллической решетки, нм		
			a	b	c
α -фаза	ОЦК	Im3m	0,2866		
γ -фаза	ГЦК	Fm3m	0,3600		
$\text{Cr}_{12}\text{Fe}_{32}\text{Mo}_7\text{Ni}_7$	Кубич.	I43m	0,8900		
M_3C	Орторомб.	Pnma	0,5080	0,6774	0,4520
$\text{M}_{23}(\text{C,N})_6$	ГЦК	Fm3m	1,0585		
$\text{M}_2\text{C}_{0.61}\text{N}_{0.39}$	Орторомб.	Pbcn	0,4878	0,5604	0,4440
$\text{M}_{6.2}\text{C}_{3.5}\text{N}_{0.3}$	Орторомб.	Ama2	0,6956	0,9260	0,2844
$\text{M}(\text{CN})_2$	Тетрагон.	-	0,6832	0,3200	
β -графит	Гексагон.	P63/mmc	0,2547	1,0044	

Примечание: М - химические элементы Fe, Cr, Mo, Ni

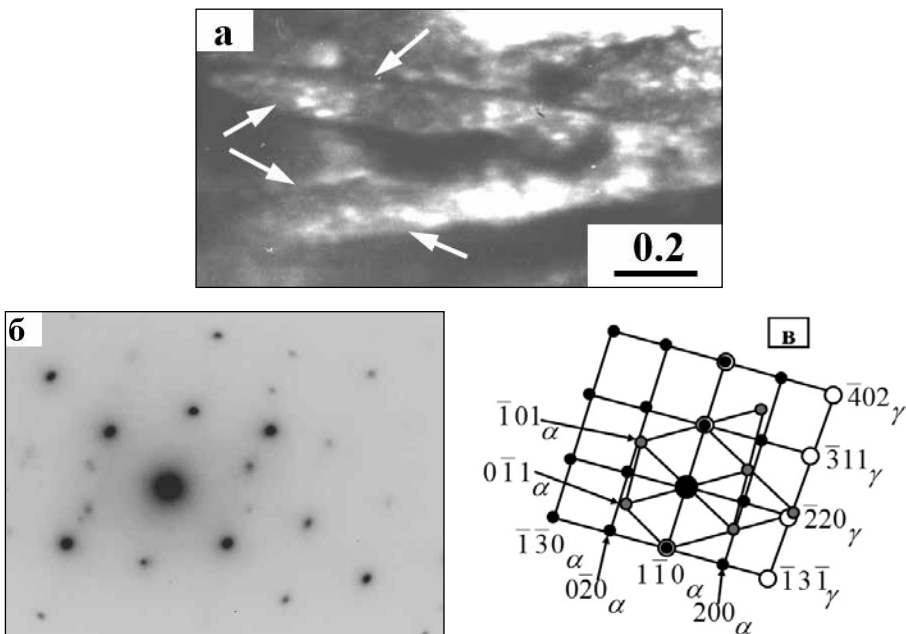
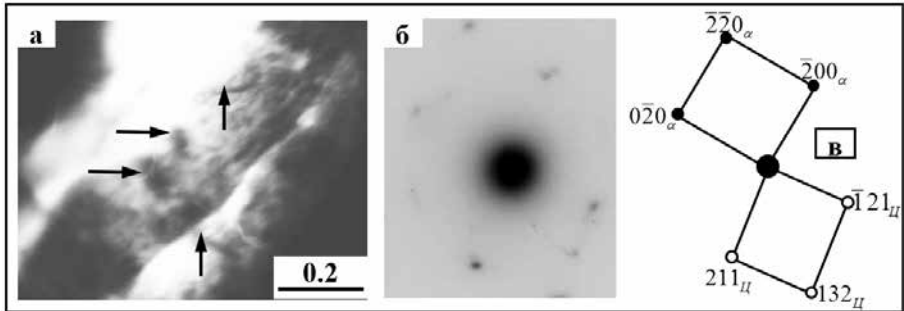


Рисунок 5.128. Приповерхностный слой стали 18XN3MA-Ш после нитроцементации

2. γ -фаза – ГЦК твердый раствор атомов замещения (хрома, никеля и молибдена) и внедрения (азота и углерода) в Fe_γ (см. таблицу 5.13). γ -фа-

за присутствует в виде остаточного аустенита, который располагается прослойками размером 10×400 нм по границам мартенситных пластин (рисунок 5.128).

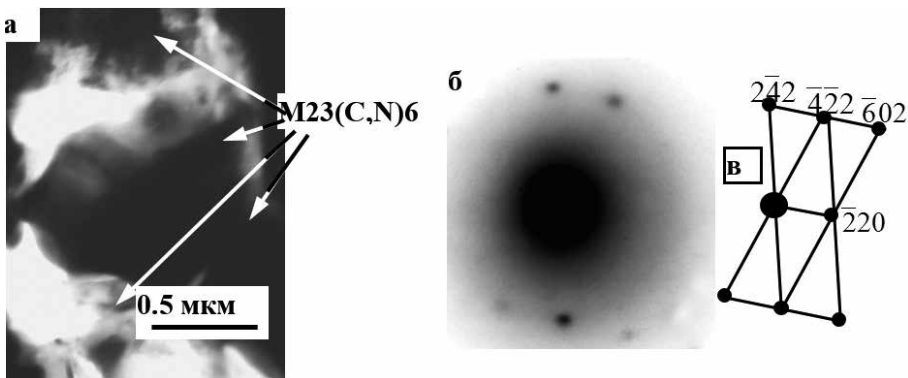
- Карбид железа – цементит. Он имеет орторомбическую кристаллическую решетку. Параметры кристаллической решетки цементита приведены в таблице 5.13. Частицы цементита имеют пластинчатую форму, их средний размер 8×60 нм, и располагаются они внутри пластин α -фазы (рисунок 5.129).



Электронно-микроскопическое изображение участка материала, представленного α -фазой с частицами цементита (отмечены стрелками): а – светлорольное изображение; б – микродифракционная картина, полученная с участка (а), присутствуют рефлексы, принадлежащие плоскостям (100) α -фазы и (135) цементита; в – её индцированная схема

Рисунок 5.129. Приповерхностный слой стали 18ХНЗМА-Ш после нитроцементации

- Карбонитрид $M(CN)_2$. Кристаллическая решетка этого карбонитрида также имеет тетрагональную симметрию. Состав этого карбонитрида также смешанный по составу, поэтому его формула должна быть записана как $(Fe, Ni)(CN)_2$. Частицы этой фазы в группах с частицами других фаз: либо с частицами фазы $M_2C_{0.61}N_{0.39}$ (рисунок 5.128), либо частицами фаз β -графита и $M_{6.2}C_{3.5}N_{0.3}$ (рисунок 5.129). Частицы $M(CN)_2$ обладают неправильной вытянутой формой, их средний размер составляет $0,2 \times 0,5$ мкм.
- Карбонитрид $M_{23}(C,N)_6$. Кристаллическая решетка фазы $M_{23}(C,N)_6$ – сложная. Элементарная ячейка содержит более 100 атомов, занимающих различные неэквивалентные позиции. Параметр кристаллической решетки приведен в таблице 5.13. Состав этого карбонитрида смешанный как по железу и хрому, так и по углероду и азоту. Растворимость элементов С и N значительна. Имеется информация, что до 50 % атомов хрома может быть замещено железом. Поэтому его формула должна быть записана как $(Fe, Cr)_{23}(C,N)_6$. В приповерхностном слое эти карбонитриды присутствуют группами (рисунок 5.130), имеют вид бездефектных осколков, т.е. обладают неправильной формой и существенно различным размером. Средний размер частиц $M_{23}(C,N)_6$ составляет величину 0,6 мкм.



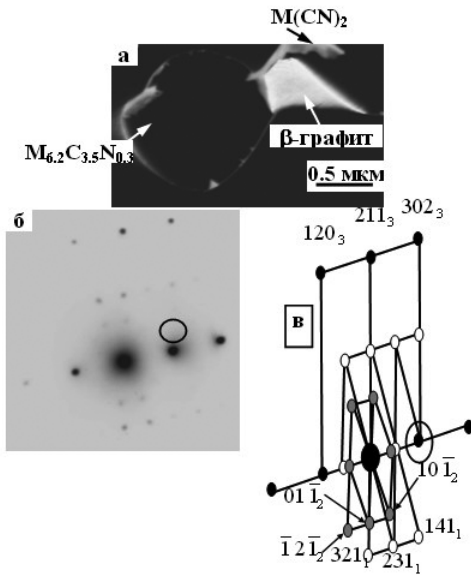
Электронно-микроскопическое изображение группы частиц $M_{23}(C,N)_6$: а – светлопольное изображение; б – микродифракционная картина, полученная с участка (а), присутствуют рефлексы, принадлежащие плоскостям (113) фазы $M_{23}(C,N)_6$; в – её индцированная схема

Рисунок 5.130. Приповерхностный слой стали 18ХНЗМА-Ш после нитроцементации

6. Карбонитрид $M_{6.2}C_{3.5}N_{0.3}$. Кристаллическая решетка этого карбонитрида также имеет орторомбическую симметрию. Параметры кристаллической решетки приведены в *таблице 5.13*. Состав этого карбонитрида, как и карбонитридов $M_{23}(C,N)_6$ и $M_2C_{0.61}N_{0.39}$, смешанный как по хрому, так и по железу. Поэтому его формула должна быть записана как $(Fe,Cr)_{6.2}C_{3.5}N_{0.3}$. В приповерхностном слое частицы этой фазы присутствуют в группах с частицами других фаз, в частности, β -графита и $M(CN)_2$ (*рисунок 5.131*). Частицы $M_{6.2}C_{3.5}N_{0.3}$ имеют округлую форму, размер их около 1 мкм (*рисунок 5.132*).
7. β -графит, имеющий ГПУ кристаллическую решетку, параметры которой приведены в *таблице 5.13*. Присутствует β -графит только в группах с частицами других фаз (*рисунок 5.122*). Частицы β -графита – бездефектны и не напряжены, их средний размер составляет величину около 2 мкм.

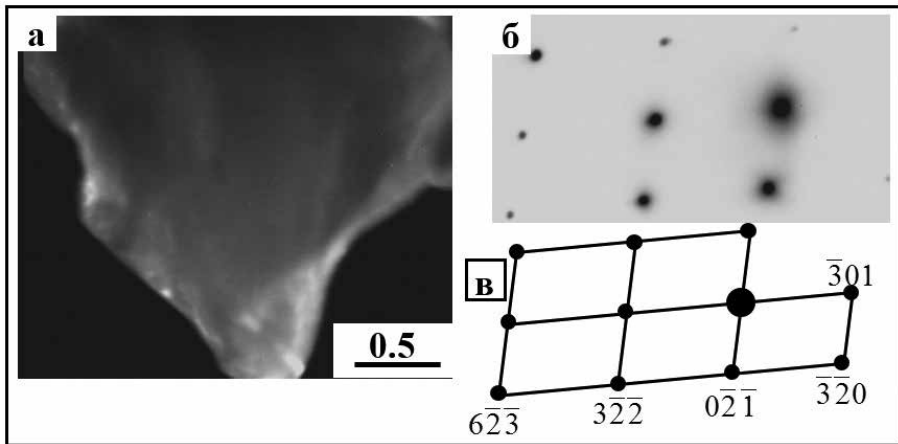
В приповерхностном слое присутствуют частицы еще одной фазы, а именно – $Cr_{12}Fe_{32}Mo_7Ni_7$. Кристаллическая решетка этой фазы имеет кубическую симметрию с параметрами, приведенными в *таблице 5.13*. Это округлой формы частицы, присутствующие группами (*рисунок 5.131*). Средний размер частиц – 0,2 мкм.

Как показали проведенные исследования методом электронной микроскопии, во-первых, дислокационная структура в исследуемой стали представлена в основном плотными дислокационными сетками. Во-вторых, дислокационная структура сильно поляризована. И, в-третьих, скалярная плотность дислокаций ρ близка избыточной плотности дислокаций $\rho \pm$, т.е. $\rho \approx \rho \pm$ (*таблица 5.14*). Все это означает, что скалярный дислокационный ансамбль является основным в фор-



Электронно-микроскопическое изображение группы частиц различных фаз β -графита, $M_{6,2}C_{3,5}N_{0,3}$ и $M(CN)_2$; а – темнопольное изображение, полученное в совпадающих рефлексах (на (б) и (в) отмечено окружностью) $[\bar{2}20]_1 + [1\bar{1}0]_2 + [1\bar{1}1]_3$ (где 1 – фаза $M(CN)_2$, 2 – $M_{6,2}C_{3,5}N_{0,3}$ – β -графит); б – микродифракционная картина, полученная с участка (а), присутствуют рефлексы, принадлежащие плоскостям (115) фазы $M(CN)_2$, (111) фазы $M_{6,2}C_{3,5}N_{0,3}$ и $(\bar{2}13)$ β -графита; в – её индцированная схема

Рисунок 5.131. Приповерхностный слой стали 18ХНЗМА-Ш после нитроцементации



Электронно-микроскопическое изображение частицы $M_2C_{0,61}N_{0,39}$; а – темнопольное изображение, полученное в рефлексе $[0\bar{2}1]$; б – микродифракционная картина, полученная с частицы (а), присутствуют рефлексы, принадлежащие плоскости $(2\bar{3}\bar{3})$ фазы $M_2C_{0,61}N_{0,39}$; в – её индцированная схема

Рисунок 5.132. Приповерхностный слой стали 18ХНЗМА-Ш после нитроцементации

мировании внутреннего поля напряжений. Кроме того, источниками, формирующими внутренние напряжения в исследуемом материале, являются неоднородность концентрации элементов внедрения (углерода и азота), наличие карбидов и карбонитридов.

Таблица 5.14. Количественные характеристики дислокационной структуры в различных морфологических составляющих α -мартенсита и в среднем по материалу. Переходной слой нитроцементованной стали 18ХНЗМА-Ш

Морфологическая составляющая	Объемная доля морфологической составляющей	ρ ($\times 10^{10}$)	$\rho \pm$ ($\times 10^{10}$)
		см ⁻²	см ⁻²
Пакетный мартенсит	40%	5,3	2,5
Пластинчатый низкотемпературный мартенсит	25%	4,1	3,5
Пластинчатый высокотемпературный мартенсит	35%	3,5	2,9
В среднем по материалу	100%	4,4	2,9

Как видно из *таблицы 5.15*, во-первых, амплитуда напряжений сдвига всегда больше амплитуды моментных напряжений. Во-вторых, моментные напряжения носят чисто пластический характер. В-третьих, по сравнению с исходным состоянием стали моментные напряжения значительно ниже, т.е. нитроцементация привела к снижению внутренних напряжений [143].

Таблица 5.15. Амплитуда внутренних напряжений в различных морфологических составляющих α -мартенсита и в среднем по материалу. Переходной слой нитроцементованной стали 18ХНЗМА-Ш

Морфологическая составляющая	Объемная доля морфологической составляющей	Амплитуда Напряжения сдвига, σ МПа	Амплитуда моментных напряжений, σ_d МПа
Пакетный мартенсит	40%	460	320
Пластинчатый низкотемпературный мартенсит	25%	400	370
Пластинчатый высокотемпературный мартенсит	35%	370	340
В среднем по материалу	100%	420	340

Исследование образцов из стали 12Х18Н10Т, приготовленных методом фольг, прошедших электролитно-плазменную нитроцементацию, показали большое количество выделений разной дисперсности и формы. В результате периодического нарушения равновесия происходит изменение потоков атомов из атмосферы в аустенит, изменяется их скорость в диффузионном слое, увеличивается концентрация азота, растет растворимость азота в аустените. Это приводит к увеличению градиента концентрации азота по толщине диффузионного слоя и способствует изменению взаимодействия между

азотом и углеродом, диффундирующими в аустенит одновременно. Взаимодействие потоков сопровождается изменением взаимодействия между диффундирующими атомами и элементами, находящимися в аустените, и приводит к повышению плотности дефектов кристаллического строения и к выделению в аустените избыточных фаз. В результате этих процессов аустенит переходит в неравновесное состояние.

В условиях нитроцементации в аустенитной области имеет место повышенная растворимость элементов внедрения нитридной фазы, как в ее объеме, так и особенно по границам зерен. Как показали проведенные исследования (рисунки 5.133, 5.134), общая объемная доля α -фазы на поверхности нитроцементованной стали составляет величину, равную 85 %, объем аустенитных зерен составляет 10 %, остальное – карбиды и карбонитриды. Из величины объемной доли карбидов и карбонитридов одна треть находится в виде легированного цементита на границах зерен, остальное – в виде частиц карбонитрида $M_{23}(C,N)_6$ крупных размеров в стыках зерен и на их границах, а более мелких частиц $M_{23}(C,N)_6$ – в объеме зерен. Это означает, что в ходе нитроцементации границы зерен активно работают как места развития потоков углерода и азота; от границ зерен происходит диффузия вглубь материала. Одновременно происходит фронтальная диффузия вглубь материала по субграницам (границам мартенситных реек, пластин, пакетов), дислокационным трубкам и, наконец, по объему кристаллической решетки. Диффузия углерода и азота, прежде всего, протекает по границе аустенитного зерна. Это происходит вследствие того, что энергия активации по границам зерен примерно в 2 раза меньше, чем в теле зерна. Границы аустенитных зерен, которые образуются после нитроцементации, практически не оказывают влияния на процесс нитроцементации.

В модифицированном слое стали 12X18H10T при электролитно-плазменной нитроцементации углерод в основном сосредоточен в цементите и карбонитриде $M_{23}(C,N)_6$, а также в α фазе, а азот сосредоточен в нитриде $Fe_{2-3}N$, α -матрице и в карбонитриде [113].

Исследуемая сталь является дисперсионно-упрочняющимся материалом. Упрочняющими фазами являются: в закаленном состоянии – выделения цементита, образовавшиеся в результате «самоотпуска» при закалке стали, при отпуске – выделения цементита и специальных карбидов типа M_2C , M_6C , $M_{23}C_6$. Этот факт подтверждает предположение о механизме образования прослоек цементита «самоотпуска», т.к. температура растворимости в аустените частиц специальных карбидов типа $M_{23}C_6$, образующихся в стали в пределах 1000-1050 °С и более, а температурный интервал 850-950 °С является наиболее предпочтительным для выделения и роста частиц данной фазы [123].

Металлографические исследования после электролитно-плазменной нитроцементации показали, что на поверхности стали 34XH1M образуется карбонитридный слой (рисунок 5.135) [100]. При температуре обработки, равной 750 °С, отсутствует оксидный слой (рисунок 5.135, а, б), при температуре 850 °С присутствуют явно выраженные темные участки, представляющие собой оксиды железа, однако, полностью оксидный слой не сформирован (рисунок 5.135, в, г).

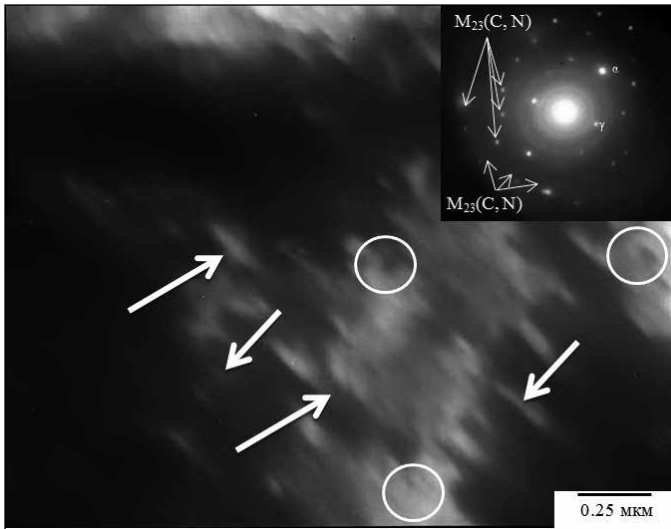


Рисунок 5.133. Микроструктура стали 12X18H10T, формирующаяся на поверхности при электролитно-плазменной нитроцементации при 850 °С в течение 7 минут: светлопольное изображение, где стрелками указаны частицы пластинчатого мартенсита, окружностью обведены частицы карбонитридов

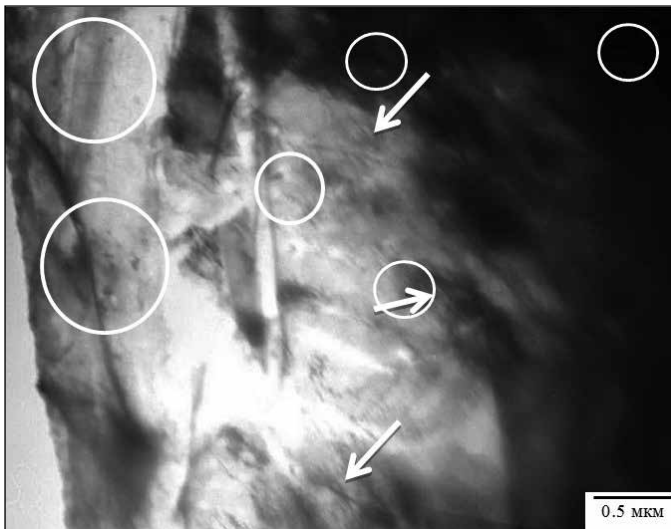
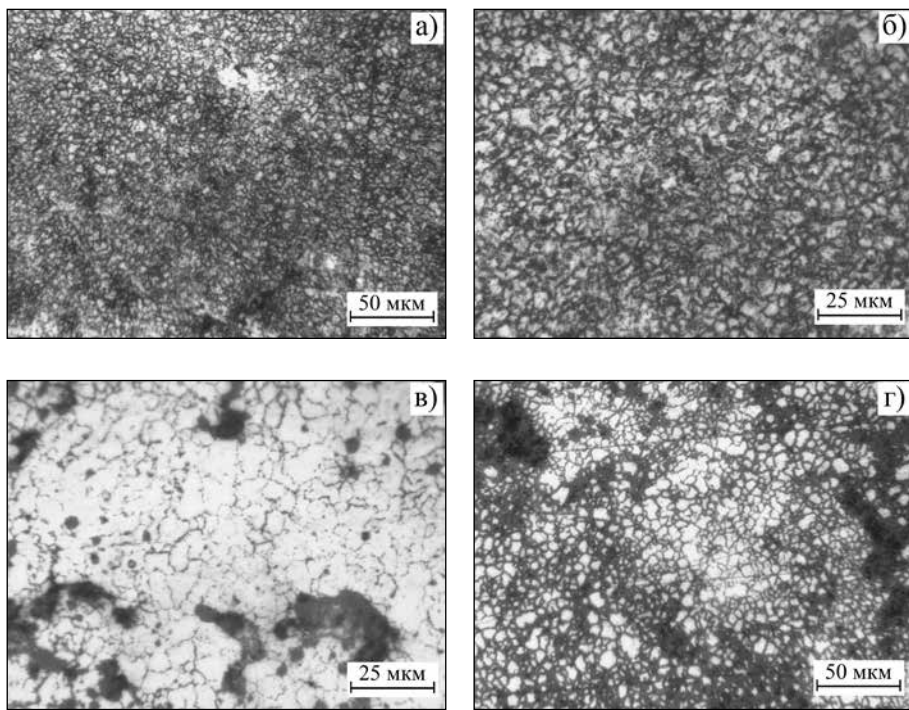


Рисунок 5.134. Микроструктура стали 12X18H10T, формирующаяся на поверхности при электролитно-плазменной нитроцементации при 850 °С в течение 7 минут: светлопольное изображение, где стрелками указан пластинчатый мартенсит, окружностью обведены частицы карбонитрида



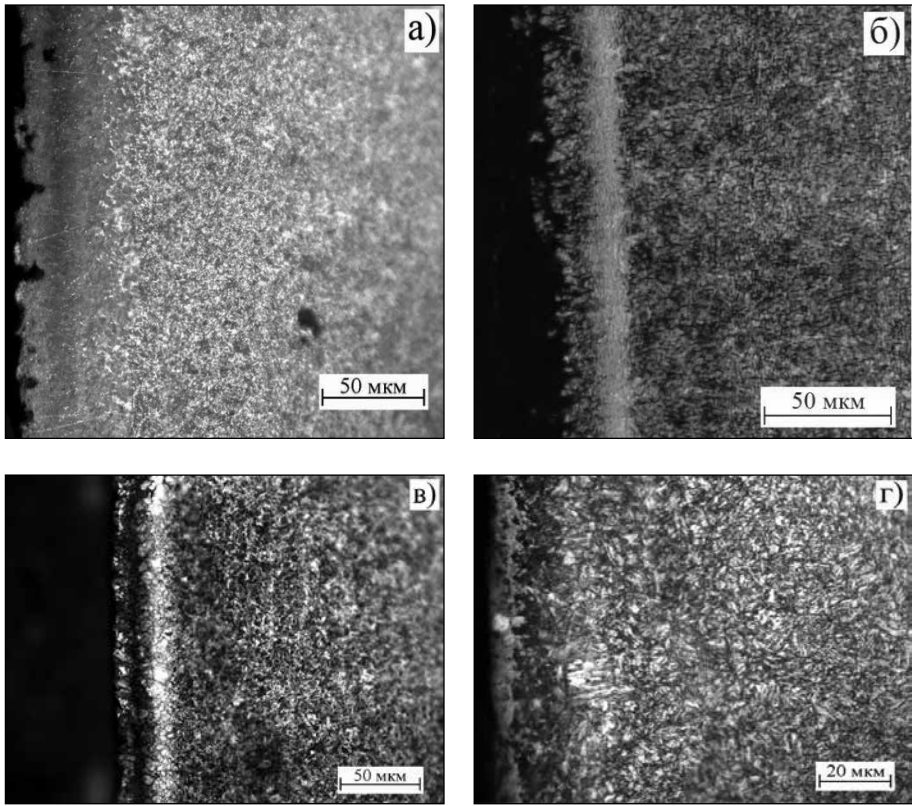
а) 750 °С, 5 мин; б) 750 °С, 7 мин; в) 850 °С, 5 мин; г) 850 °С, 7 мин

Рисунок 5.135. Микроструктура поверхности после электролитно-плазменной нитроцементации

На рисунке 5.136 представлены результаты оптической микроскопии поперечного шлифа стали 34ХН1М после электролитно-плазменной нитроцементации с разными параметрами обработки.

При температуре обработки 750 °С в течение 5 мин (рисунк 5.136, а) микроструктура модифицированного слоя представлена высокооднородным оксикарбонитридным слоем, также заметно равномерное включение карбонитридов в слое. При температуре обработки 750 °С в течение 7 мин (рисунк 5.136, в) модифицированный слой состоит из поверхностного оксинитридного слоя с карбидными включениями и высокой шероховатостью. Высота микровыступов составляет 5 мкм. Затем следует четко выраженная карбонитридная зона с трооститной сеткой, после нее – исходная структура. Появление трооститной сетки связано, вероятно, с перераспределением легирующих элементов и появлением продуктов немартенситного превращения аустенита.

В микроструктуре поверхности стали 34ХН1М, обработанной при температуре 850 °С в течение 5 мин, присутствует слой зоны ϵ -карбонитрида (рисунк 5.136, б). Затем идет мартенситная структура. При температуре обработки 850 °С в течение 7 мин (рисунк 5.136, г) на поверхности



а) 750 °С, 5 мин; б) 850 °С, 5 мин; в) 750 °С, 7 мин; г) 850 °С, 7 мин

Рисунок 5.136. Микроструктура поперечного шлифа после электролитно-плазменной нитроцементации

появляется слабовыраженный оксикарбонитридный слой с включениями округлых карбонитридных частиц. Далее следует зона, состоящая из смеси карбонитридов, мартенсита и перлита. Затем идет мартенситно-трооститная зона с отдельными включениями остаточного феррита.

Образование зоны ϵ -карбонитрида связано с тем, что диффузионная активность углерода снижается по глубине поверхностных слоев, а насыщающая способность азота возрастает. Кроме того, ϵ -карбонитриду свойственна высокая скорость диффузии азота и углерода, связанная с высокой растворимостью в нем углерода и расширенной областью гомогенности.

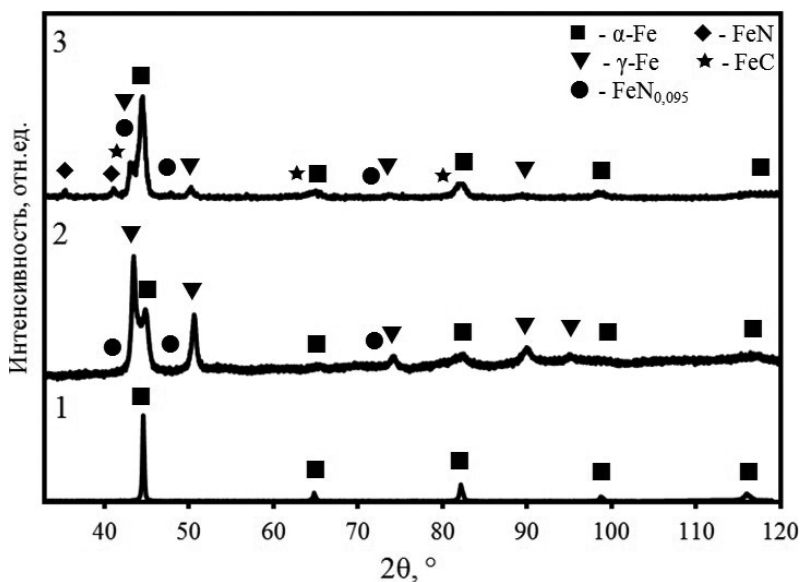
Уменьшение толщины зоны ϵ -карбонитрида в случае электролитно-плазменной нитроцементации при температуре 850 °С в течение 7 мин связано со снижением содержания азота на внешней границе зоны, соответственно уменьшением градиента концентрации и вместе с ним и диффузии азота. При данной температуре изменение содер-

жания азота и углерода в ϵ -карбонитриде также зависит от взаимного влияния термодинамической активности азота и углерода. При определенном соотношении содержания азота и углерода должно преобладать взаимное вытеснение. Следует заметить, что рост зоны ϵ -карбонитрида происходит с внешней стороны из-за диффузии азота и углерода из парогазовой оболочки в поверхностные слои, с внутренней стороны идет уменьшение зоны вследствие поглощения этих элементов сердцевинной. Уменьшение толщины зоны с повышением температуры обработки связано с тем, что скорость диффузии азота и углерода из парогазовой оболочки повышается медленнее, чем скорость диффузии азота и углерода в сердцевину.

На рисунке 5.137 приведены рентгеновские дифрактограммы поверхности стали 34ХН1М до и после электролитно-плазменной нитроцементации при температурах 750 °С и 850 °С и длительности обработки 7 мин.

После электролитно-плазменной нитроцементации появились новые фазы: γ -фаза на основе Fe, нитрид железа FeN и FeN_{0,095} и мартенсит FeC повышенной тетрагональности. Появление γ -Fe обусловлено тем, что при температуре выше 730 °С в стали 34ХН1М происходит превращение феррита в аустенит. Появление мартенсита закалки FeC повышенной тетрагональности связано с высокими скоростями нагрева до температуры 850 °С, близкой к температуре закалки, и последующего охлаждения [100].

Одновременная диффузия азота и углерода приводит к повышению скорости диффузии углерода в аустенит, кроме этого, присутствие азо-



1 - исходное состояние; 2 - 750 °С, 7 мин; 3 - 850 °С, 7 мин

Рисунок 5.137. Дифрактограмма поверхности стали 34ХН1М до и после электролитно-плазменной нитроцементации

та увеличивает количество остаточного аустенита в модифицированном слое. Остаточный аустенит препятствует возникновению усталостных напряжений и, тем самым, повышает усталостную прочность обработанных деталей. Также остаточный аустенит положительно влияет на пластичность и ударную вязкость. Повышенная пластичность модифицированного слоя обеспечивает требуемую вязкость у стальных деталей с большой прочностью сердцевины, что, в свою очередь, позволяет существенно уменьшить глубину нитроцементированного слоя. Количество остаточного аустенита снижает твердость модифицированного слоя, поэтому его количество подвергают контролю по допустимой твердости.

5.6.4 Влияние электролитно-плазменной обработки на механические свойства поверхностного слоя стали

Упрочнение поверхности с помощью электролитно-плазменного азотирования повышает износостойкость и коррозионностойкость стали, что является следствием изменения структурно-фазового состояния упрочненного слоя.

Исследования микротвердости показали, что исходная микротвердость образцов стали 12X18H10T находится на уровне около 2050 МПа (рисунок 5.138). После электролитно-плазменной цементации, в пределах температур 850-950 °С в течение 7 минут, микротвердость образцов увеличилась до 4850 МПа. Из полученных данных видно, что по мере увеличения длительности и температуры электролитно-плазменной цементации, микротвердость стали 12X18H10T повышается примерно в 2,4 раза по сравнению с исходным состоянием.

Толщина цементированного слоя варьировалась в пределах от 12 до 78 мкм, в зависимости от времени обработки. Увеличение толщины цементированного слоя происходило с большой скоростью в начале обработки, а затем замедлялось.

После электролитно-плазменной нитроцементации, в пределах температур 850-950 °С в течение 7 минут, микротвердость образцов увеличилась до 6450 МПа (рисунок 5.139). Из полученных данных видно, что по мере увеличения длительности и температуры электролитно-плазменной нитроцементации, микротвердость стали 12X18H10T повышается примерно в 3,2 раза по сравнению с исходным состоянием. Структура поверхностного слоя модифицированных нитроцементацией образцов обуславливает распределение микротвердости по глубине диффузионной зоны.

Теоретически следует учитывать влияние двух факторов на твердость закаленного нитроцементированного слоя: аддитивного влияния углерода и азота на твердость мартенсита и действия остаточного аустенита. В действительности, аддитивное действие углерода и азота на твердость мартенсита является второстепенным. В поверхностных областях с высоким содержанием углерода и азота преобладающее влияние на твердость структуры имеет высокое содержание остаточного аустенита. В областях, отдаленных от поверхности, содержание остаточного аустенита

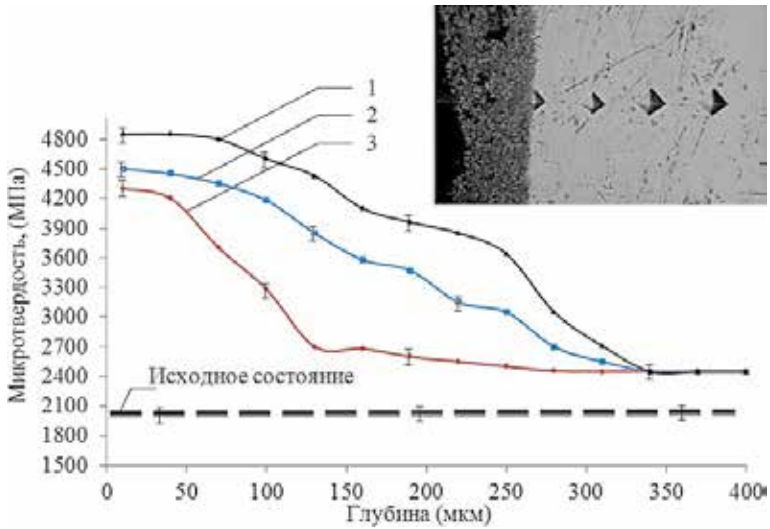


Рисунок 5.138. Распределение микротвердости от поверхностного слоя к сердцевине образцов стали 12Х18Н10Т после электролитно-плазменной цементации в течение 7 мин при температуре 950 °С (1), 900 °С (2) и 850 °С (3)

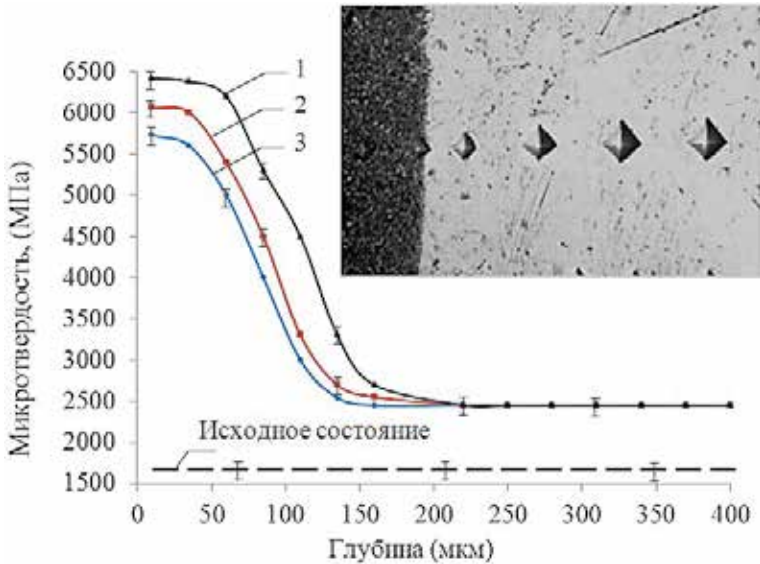


Рисунок 5.139. Распределение микротвердости от поверхностного слоя к сердцевине образцов стали 12Х18Н10Т после электролитно-плазменной нитроцементации в течение 7 мин при температуре 850 °С (1), 800 °С (2) и 750 °С (3)

относительно низкое и незначительно понижает твердость структуры. Содержание азота также низко в этих областях и твердость мартенсита определяется в основном содержанием углерода. Остаточный аустенит поэтому является главным фактором, влияющим на распределение твердости в закаленном нитроцементованном слое. При этом в нитроцементованном слое не достигается твердость более высокая, чем в цементованном слое. Наоборот, в поверхностных областях, богатых остаточным аустенитом, твердость ниже. Это явление типично для нитроцементованного слоя.

В ряде случаев вследствие достижения высокой концентрации углерода и азота в твердом растворе поверхностного слоя при нитрозакалке модифицированного слоя образца происходила закалка на мартенсит. Этим обусловлена повышенная микротвердость переходной зоны от слоя к сердцевине. Подобное строение слоя должно обеспечивать высокую износостойкость поверхности. Вместе с тем, перепад твердости от слоя к переходной зоне происходит достаточно резко, что может послужить причиной хрупкого разрушения.

Проведенные исследования распределения микротвердости по толщине модифицированного слоя стали 12X18H10T, обработанной электролитно-плазменным способом, показали значительное увеличение твердости (до 7,5 ГПа). Величина микротвердости остается практически постоянной в слое толщиной 40 мкм, затем наблюдается резкое снижение микротвердости до значений, характерных для исходного состояния материала – 2,8 ГПа. Высокие скорости роста упрочненных слоев и характер формирования упрочненного слоя с ярко выраженной границей позволял быстро и точно определить его толщину и скорость азотирования, и использовать толщину азотированного слоя в качестве основной характеристики процесса азотирования.

После электролитно-плазменного азотирования, в пределах температур 650-750 °С в течение 7 минут, микротвердость образцов увеличилась до 7680 МПа. Из полученных данных видно, что по мере увеличения длительности и температуры электролитно-плазменного азотирования, микротвердость стали 12X18H10T повышается примерно в 3,8 раз по сравнению с исходным состоянием. При этом толщина слоя с повышенной микротвердостью характеризует глубину диффузии азота (рисунк 5.140).

Известно, что радикальным образом повысить износостойкость стальных изделий можно путем насыщения их поверхностей азотом и углеродом из высокоактивных карбюризаторов с образованием в диффузионных слоях большого количества высокодисперсных карбидов и карбонитридов. При этом, если обеспечить одностороннее насыщение режущих лезвий, можно получить эффект самозатачивания в процессе.

В настоящее время критерием износостойкости сталей является их высокая твердость. Однако, структура поверхностного слоя, отвечающая максимальной износостойкости, и структура, соответствующая максимальной твердости, не всегда одинаковы. Износостойкость является структурно-чувствительной характеристикой. Поэтому не всегда следует стремиться к достижению максимальной твердости стали. В процессе тре-

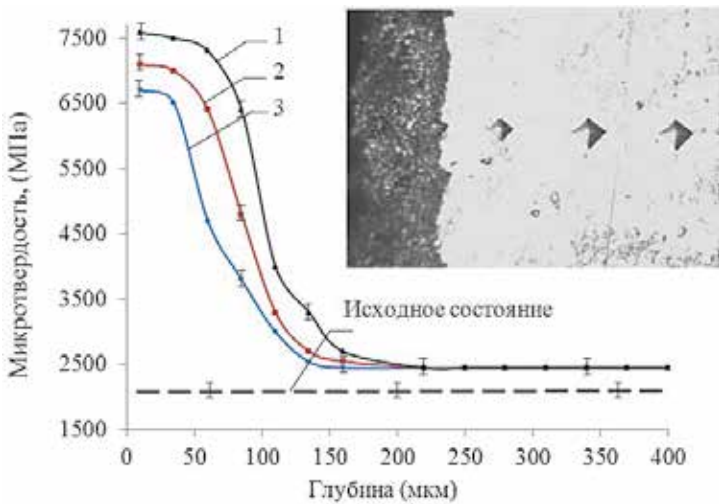


Рисунок 5.140. Распределение микротвердости от поверхностного слоя к сердцевине образцов стали 12Х18Н10Т после электролитно-плазменного азотирования в течение 7 мин при температуре 750 °С (1), 700 °С (2) и 800 °С (3)

ния происходит изменение структуры и свойств материала зоны поверхностной пластической деформации, создается структура трения, которая контролирует степень износа. В свою очередь, структура зоны деформации при трении зависит от исходной структуры слоя. Следовательно, существует связь между условиями предварительной обработки стали, формирующими определенное структурное состояние поверхностного слоя, условиями ЭПО, создающими характерное для них структурное состояние модифицированного слоя, и триботехническими характеристиками структурного состояния зоны деформации при трении. Определение этой связи – ключ к решению задачи оптимизации технологического процесса ЭПО для материалов и изделий триботехнического назначения.

Влияние коэффициента трения (f) на износостойкость определяли с помощью трибометра «High Temperature Tribometer». Проводили испытания модифицированных слоев образцов до и после ЭПО. Образовавшийся упрочненный модифицированный слой понижает коэффициент трения и снижает износ трущихся поверхностей. Для определения коэффициента трения применены следующие условия:

- радиус шара – 5,00 мм;
- нормальная нагрузка – 1,00 Н;
- линейная скорость шара – 2,00 см/с;
- частота записи данных – 20 Гц;
- температура испытания – 20 °С.

Исследования показали, что после ЭПО образцов коэффициент трения (f) уменьшается. Если значение коэффициента трения в исходном состоянии равно 1,01 (рисунок 5.141), то после электролитно-плазменной

цементации он уменьшается до 0,27 (рисунок 5.142), после электролитно-плазменной нитроцементации – до 0,19 (рисунок 5.143), а после электролитно-плазменного азотирования коэффициент трения составляет 0,16 (рисунок 5.144). Уменьшение коэффициента трения характеризует уменьшение износа.

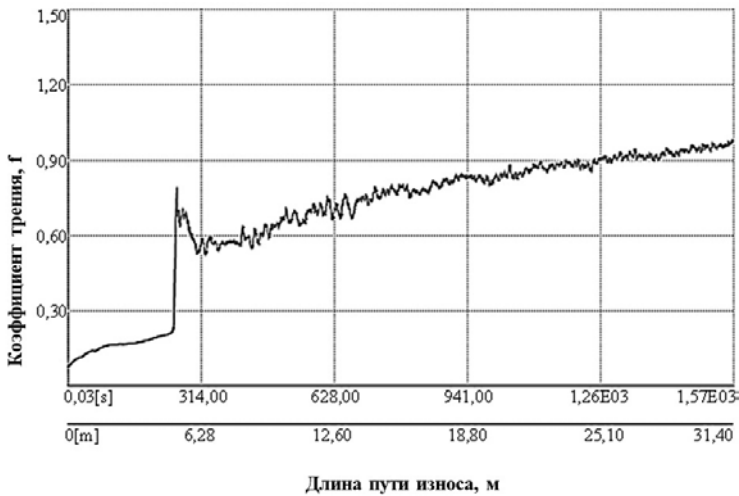


Рисунок 5.141. Изменение коэффициента трения на пути износа поверхности образца стали 12Х18Н10Т в исходном состоянии

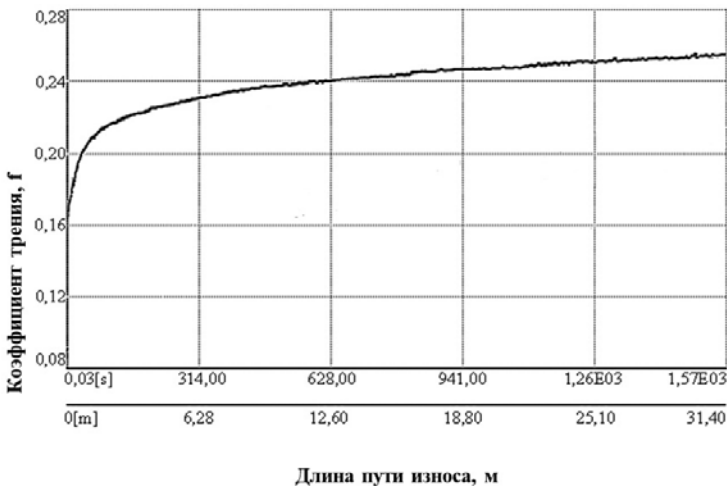


Рисунок 5.142. Изменение коэффициента трения на пути износа поверхности образца стали 12Х18Н10Т после электролитно-плазменной цементации в течение 7 мин при температуре 950 °С

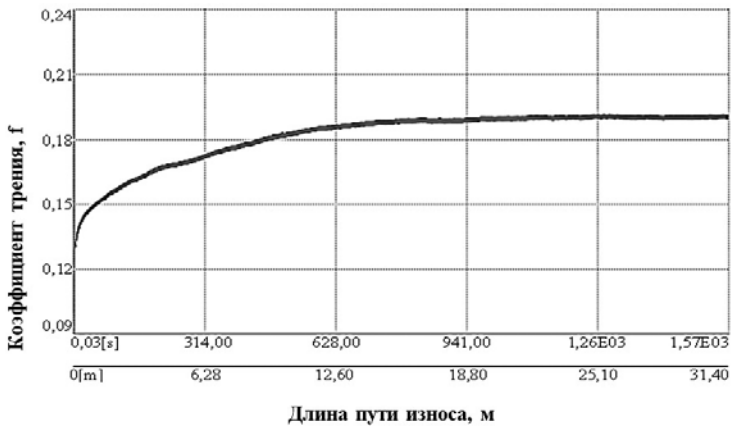


Рисунок 5.143. Изменение коэффициента трения на пути износа поверхности образца стали 12Х18Н10Т после электролитно-плазменной нитроцементации в течение 7 мин при температуре 850 °С

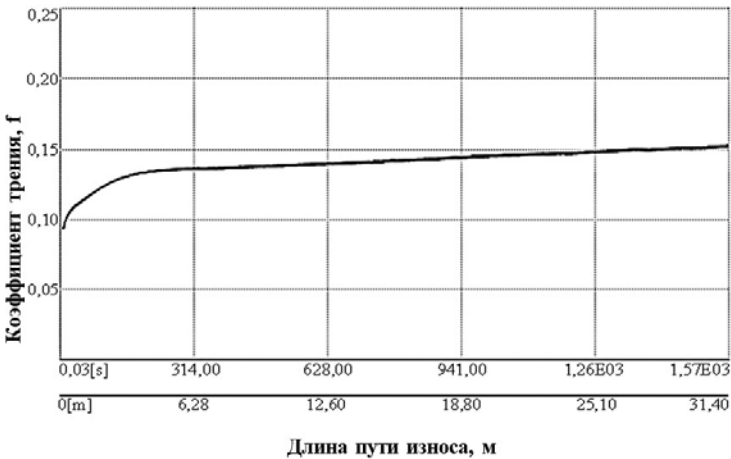
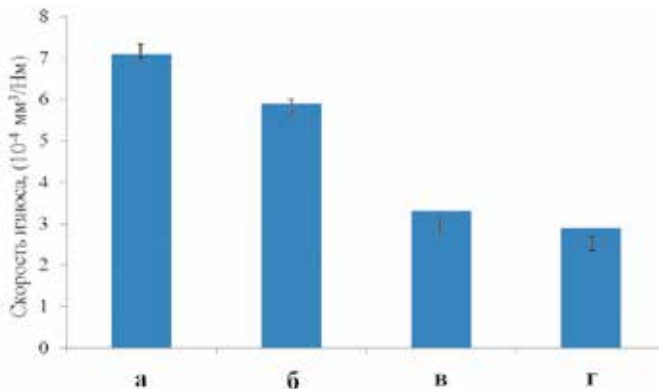


Рисунок 5.144. Изменение коэффициента трения на пути износа поверхности стали 12Х18Н10Т после электролитно-плазменного азотирования в течение 7 мин при температуре 750 °С

Скорость изнашивания стали 12Х18Н10Т в исходном состоянии составляет $7,09 \times 10^{-4}$ мм³/Н×м (рисунок 5.145,а). После электролитно-плазменной цементации скорость изнашивания равна $5,92 \times 10^{-4}$ мм³/Н×м (рисунок 5.145,б). На наш взгляд, это связано с образованием частиц упрочняющих фаз Fe₃C (карбиды) и мартенсита, который образовался в результате закалки. После электролитно-плазменной нитроцементации скорость изнашивания составляет $3,32 \times 10^{-4}$ мм³/Н×м (рисунок 5.145,в). Наличие частиц упрочняющих фаз Fe₃C (карбиды), Fe_{2,3}N (ни-

триды) улучшает износостойкость модифицированной поверхности. После электролитно-плазменного азотирования скорость износа равна $2,89 \times 10^{-4}$ мм³/Н×м (рисунок 5.145,г). Улучшение износостойкости объясняется образованием частиц нитрида хрома, которые, как известно, помимо значительного повышения твердости способствуют также увеличению износостойкости [113].

а) в исходном состоянии, б) после электролитно-плазменной цементации в течение 7 мин



при температуре 950 °С, в) после электролитно-плазменной нитроцементации в течение 7 мин при температуре 850 °С, г) после электролитно-плазменного азотирования в течение 7 мин при температуре 750 °С

Рисунок 5.145. Изменение скорости изнашивания стали 12X18H10Т

В таблице 5.16 представлены данные по коррозионным испытаниям до и после обработки образцов стали 12X18H10Т при периодическом погружении в водный раствор содержащей 20 % $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ с выдержкой в течение 500 и 1000 часов. Сравнивая полученные результаты, можно сказать, что после ЭПО скорость коррозии снижается, коррозионная стойкость стали 12X18H10Т повышается почти в 1,5-2 раза по сравнению с исходным состоянием [113].

На рисунках 5.146 – 5.149 представлены фрагменты микроструктуры питтинговой коррозии, которые сформировались на модифицированной поверхности образцов стали 12X18H10Т [123]. Данными металлографическими исследований подтверждается то, что на поверхности стали, не прошедшей обработку после 500 и 1000 часовых выдержек в водном растворе, содержащем 20 % $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, образуются зоны коррозионной язвы, которые приводят к разрушению кристаллической решетки, или же растворению границ зерен, а затем – к межкристаллитному распаду. Установлено, что коррозионная стойкость образцов стали, обработанных при оптимальных режимах электролитно-плазменной нитроцементации и азотирования, увеличилась. Исходя из этого, можно предположить, что изменяя структурные составляющие за счет образования мартенсита, крупных и мелких частиц карбидов и нитридов железа можно значительно увеличить сопротивление материала к питтинговой коррозии.

Таблица 5.16. Коррозионные испытания образцов стали 12Х18Н10Т в водном растворе $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ с концентрацией 1 и 5 %

Образцы для испытаний	Продолжительность коррозионных испытаний			
	500 ч (20,8 сут)		1000 ч (41,6 сут)	
	потери массы, г/м ²	скорость коррозии, г/(м ² ·ч)	потери массы, г/м ²	скорость коррозии, г/(м ² ·ч)
Исходный	39,61	0,0792	71,83	0,0718
После цементации (950 °С, 7 мин)	32,48	0,0649	64,37	0,0643
После нитроцементации (850 °С, 7 мин)	26,57	0,0531	43,08	0,0430
После азотирования (750 °С, 7 мин)	17,23	0,0344	38,92	0,0389

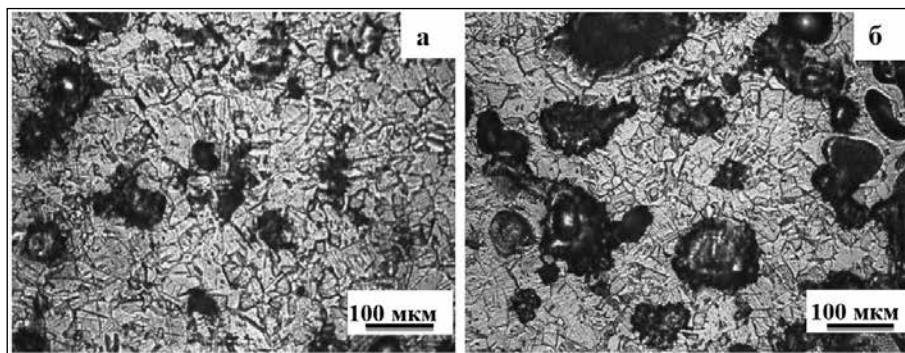


Рисунок 5.146. Микроструктура поверхности образца стали 12Х18Н10Т с питтинговыми точками, исходная после 500 часовой выдержки в водном растворе $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ (а), 1000 часов (б)

Зона внутреннего азотирования в общем случае за счет образования гетерофазной структуры содержит множество гальванических пар, что снижает сопротивление электрохимической коррозии, а обеднение твердого раствора легирующими элементами при выделении упрочняющих фаз снижает и сопротивление химической коррозии.

Как правило, нитриды металлов IV и V групп периодической системы более стойки против окисления по сравнению с металлами, так как реакции окисления нитридов (MeN) характеризуются меньшим изменением ΔG° , чем реакции окисления металлов. Это связано с тем, что в нитридах связи уже насыщены и, чтобы образовался оксид, нужно предварительно разорвать связь Me-N , характеризующуюся большой

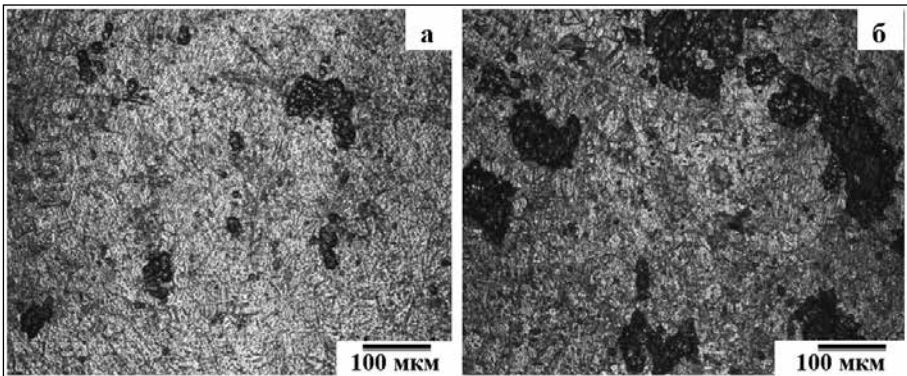


Рисунок 5.147. Микроструктура поверхности образца стали 12Х18Н10Т с питтинговыми точками, после электролитно-плазменной цементации при температуре 950 °С в течение 7 минут, выдержка в водном растворе $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ продолжалась 500 (а) часов, 1000 часов (б)

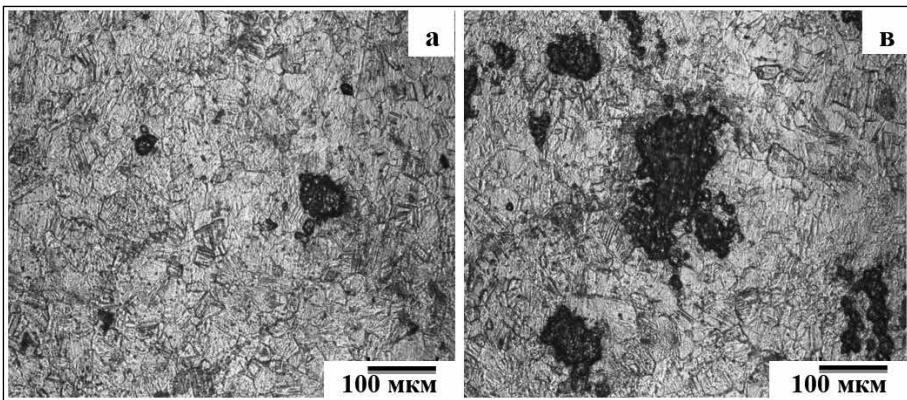


Рисунок 5.148. Микроструктура поверхности стали 12Х18Н10Т с питтинговыми точками, после электролитно-плазменной нитроцементации при температуре 850 °С в течение 7 минут, выдержка в водном растворе $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ продолжалась 500 часов (а), 1000 часов (б)

величиной. Анализ показывает, что эта закономерность справедлива для титана, железа и их нитридов. Что касается хрома, то этот металл и его нитриды имеет близкие значения ΔG° реакций окисления, особенно в температурном интервале 800 – 1200 °С, т.е. их стойкость к окислению примерно равна.

Обычно низшие нитриды менее стойки против окисления, чем высшие. Это связано с меньшей насыщенностью связей в Me_2N , чем в MeN . Стойкость к окислению нитридов хрома CrN и Cr_2N практически одинакова. Среди нитридов железа γ -нитрид Fe_4N более стоек к окислению, чем ϵ нитрид $\text{Fe}_{2,3}\text{N}$.

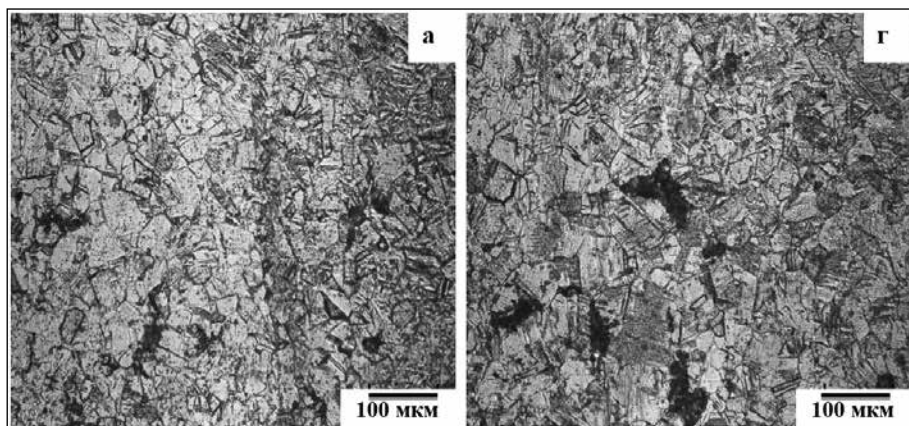


Рисунок 5.149. Микроструктура поверхности стали 12X18H10Т с нитинговыми точками, после электролитно-плазменной азотирования при температуре 750 °С в течение 7 минут, выдержка в водном растворе $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ продолжалась 500 часов (а), 1000 часов (б)

Нитриды металлов VI группы обладают меньшими защитными свойствами (ΔG° нитридов и металлов близки), чем нитриды металлов IV и V групп периодической системы. Сравнивая ΔG° окисления нитридов хрома, титана и железа между собой, приходим к выводу, что в температурном интервале выше 700 °С наибольшей стойкостью к окислению будут обладать нитриды TiN , $\gamma\text{-Fe}_4\text{N}$, несколько меньшей стойкостью Cr_2N и CrN , и наименее низкой – нитрид $\epsilon\text{-Fe}_{2,3}\text{N}$. Нитриды характеризуются высокой стойкостью в кислотах, в расплавах солей и металлов, кроме нитридов железа. Нитриды титана, циркония, ванадия, хрома и алюминия не разрушаются в щелочах.

Таким образом, получение на металлах нитридных покрытий обеспечивает защиту в различных агрессивных средах и жаростойкость в воздушной атмосфере при нагреве до 500...1200 °С.

Исследовали влияние параметров режима электролитно-плазменной обработки на микротвердость поверхности стали 18ХНЗМА-Ш [107]. Микротвердость стали в исходном состоянии составляет 2700 МПа. Для определения оптимальной температуры цементации была проведена электролитно-плазменная цементация при разных температурах (рисунок 5.150). Определено, что оптимальной температурой ЭПО является 860 °С [136].

На рисунках 5.151 и 5.152 приведены результаты испытаний образцов материала бурового инструмента из стали 18ХНЗМА-Ш на абразивное изнашивание. Испытания были проведены на исходном и обработанных азотированием образцах стали по 10 и 20 мин. В обоих испытаниях потеря массы исходного образца больше, чем обработанных азотированием. Потеря массы всех обработанных образцов увеличивается по глубине. Во втором испытании модифицированный слой азотированных образцов истирается.

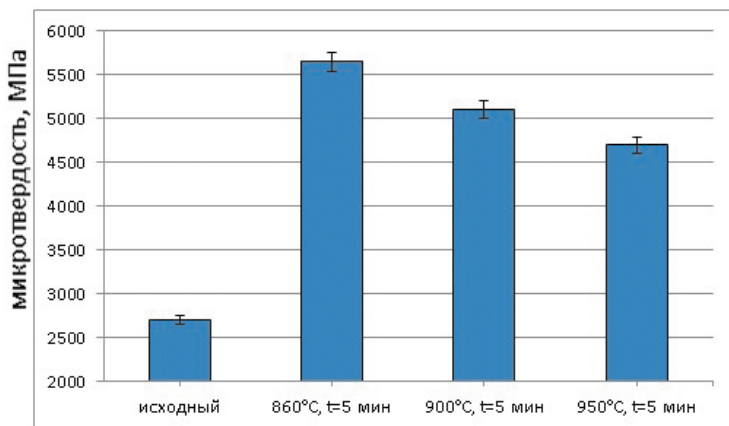


Рисунок 5.150. Зависимость микротвердости цементованного слоя стали 18ХНЗМА-Ш в 10% водном растворе кальцинированной соды с глицерином от времени выдержки

Рост абразивной износостойкости сталей с повышением температуры обработки обусловлен насыщением α - и γ -твердых растворов азотом.

Повышенная износостойкость остаточного аустенита в рассматриваемых образцах связана с его интенсивным упрочнением и частичным превращением в высокопрочный α' -мартенсит деформации при изнашивании, а также с положительным влиянием остаточного аустенита на вязкость разрушения. Согласно [136], наблюдаемое снижение износостойкости при максимальных температурах обработки обусловлено повышением устойчивости азотистого аустенита к деформационному $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращению при абразивном изнашивании.

Износостойкость является структурно-чувствительной характеристикой и зависит от размера, формы, распределения и объемной доли твердой фазы, а также от механических свойств твердой и матричных фаз. При этом необходимо отметить, что ни одна механическая характеристика не может в отрыве от других служить критерием износостойкости сталей при абразивном изнашивании. То есть износостойкость сталей различного структурного класса с одинаковой твердостью может и наоборот: стали с разной твердостью могут иметь близкую износостойкость. На процессы изнашивания сталей влияют структурные изменения и связанные с ними изменения механических свойств. Об этом свидетельствует снижение износостойкости образца стали с твердостью 5650 МПа, что можно объяснить охрупчиванием поверхностных слоев [126].

Таким образом, из сравнительного анализа полученных результатов установлено, что электролитно-плазменная цементация обеспечивает нам более высокую износостойкость материалов на основе железа, чем газовая цементация.

В таблице 5.17 приведены значения параметров трибоиспытаний на высокотемпературном трибометре ТНТ.

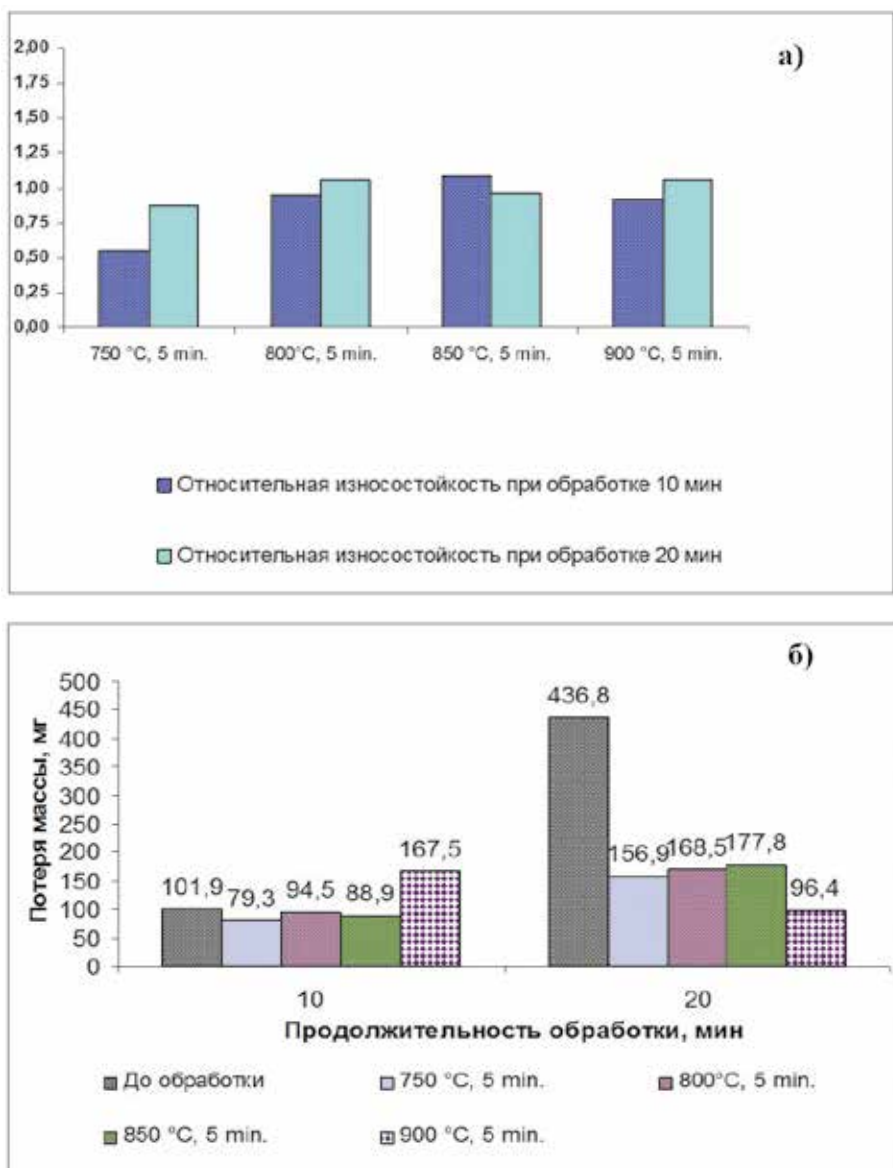


Рисунок 5.151. Изменения относительной износостойкости (а) и потери массы (б) стали 18ХНЗМА-Ш в зависимости от температуры ЭПА при испытании в течение 10 и 20 мин

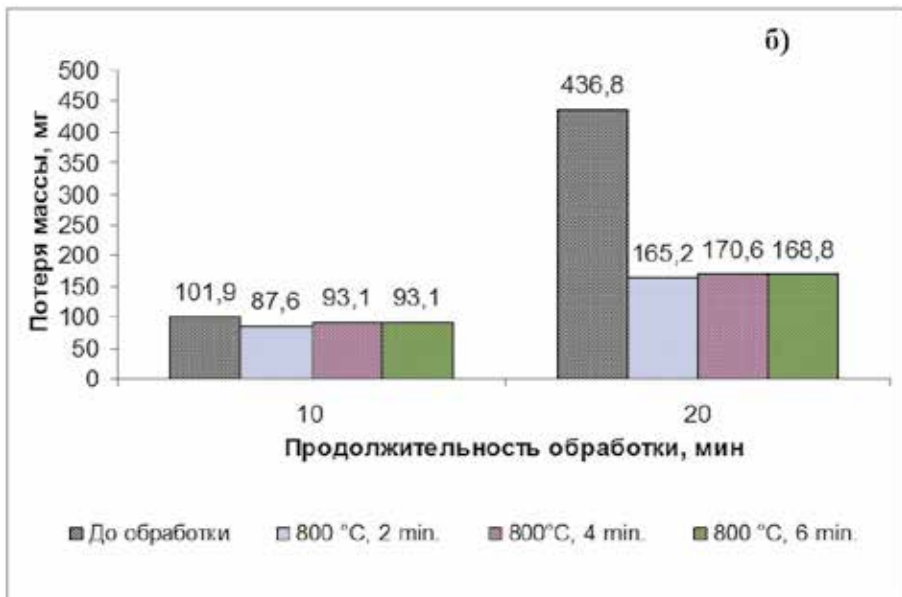
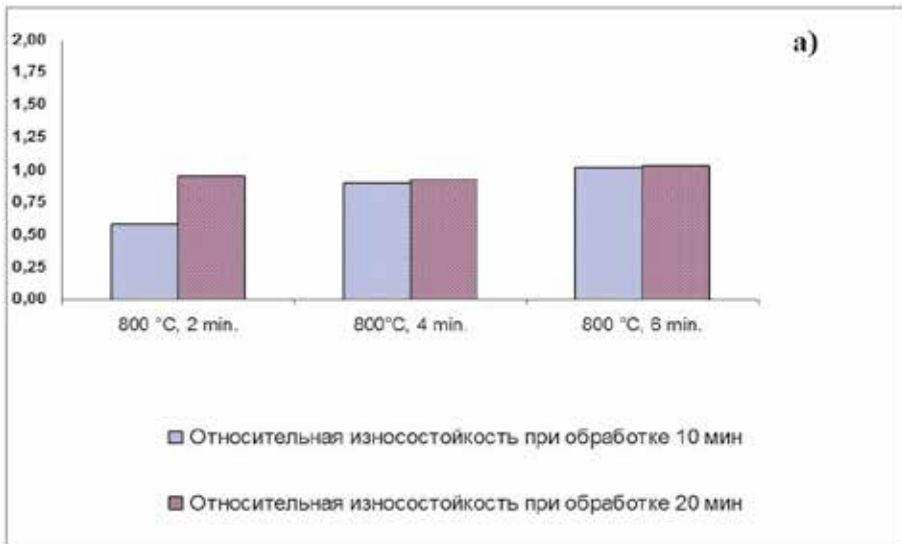


Рисунок 5.152. Изменения относительной износостойкости (а) и потери массы (б) стали 18ХНЗМА-Ш в зависимости от времени выдержки ЭПА при испытании 10 и 20 мин

Таблица 5.17. Значения параметров трибоиспытаний

Сталь 18ХНЗМА-Ш	Режим азотирования	Средний коэффициент трения	Износ по ширине следа, мкм
Исходный	-	0,78	735
Обработанный	7500, 3,5 мин.	0,18	175

На рисунках 5.153, 5.154 приведены графики изменения коэффициента трения в зависимости от времени испытания и пути трения исходного и обработанного образцов стали 18ХНЗМА-Ш, а также вид полосы износа с размерами.

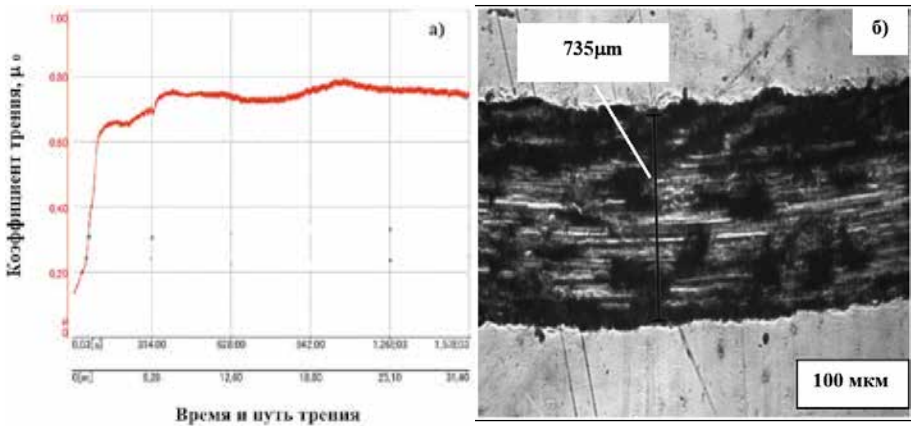


Рисунок 5.153. График испытания на трение (а) и вид полосы износа (б) исходного образца стали 18ХНЗМА-Ш

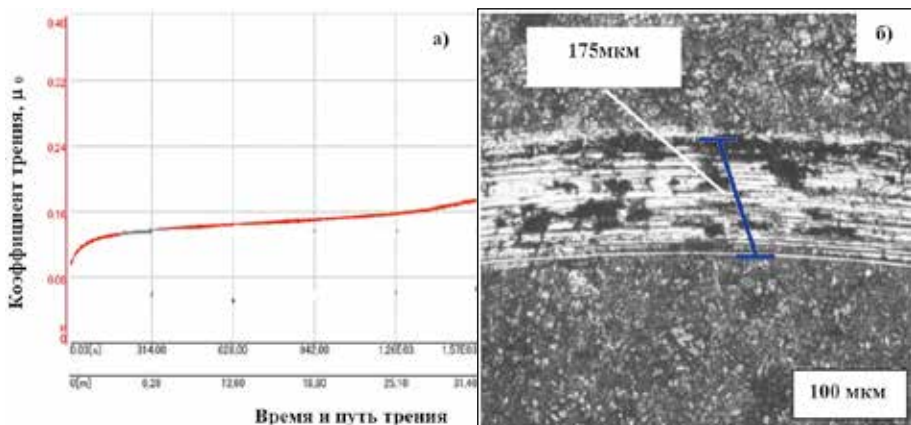


Рисунок 5.154. График испытания на трение (а) и вид полосы износа (б) обработанного образца стали 18ХНЗМА-Ш

На графике необработанного образца видно изменение характеристики параметра трения – кривая изменения коэффициента трения со временем имеет возрастающий характер (рисунок 5.153, а) и максимальную ширину износа (рисунок 5.153, б).

Сравнительный анализ исходного и обработанного образцов стали между собой показал, что минимальным коэффициентом трения обладает образец, азотированный в электролитной плазме, и он более чем в 4 раза меньше коэффициента трения образца до обработки (рисунок 5.154, а).

Повышенная износостойкость обработанной стали, по сравнению с необработанной, объясняется тем, что выделенные по всему объему матрицы твердые дисперсные частицы нитридов, возвышаясь над поверхностью образца, препятствуют истиранию основной матрицы стали.

В результате экспериментального изучения модификации трибологических и механических характеристик конструкционной стали 30ХГСА до и после поверхностной электролитно-плазменной обработки были установлены закономерности влияния режимов обработки на интенсивность изнашивания (скорость изнашивания, потеря массы). Испытания проходили на установке, описанной выше по схеме «шар-диск». На рисунке 5.155 приведены данные экспериментальных работ, построены зависимости интенсивности изнашивания ($\text{мм}^3/\text{Нм}$), коэффициента трения от времени и участка пути образцов стали 30ХГСА до и после модифицирования в плазме электролита.

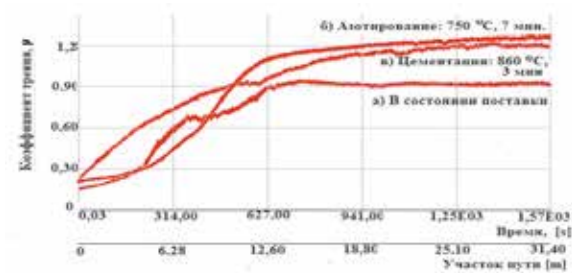
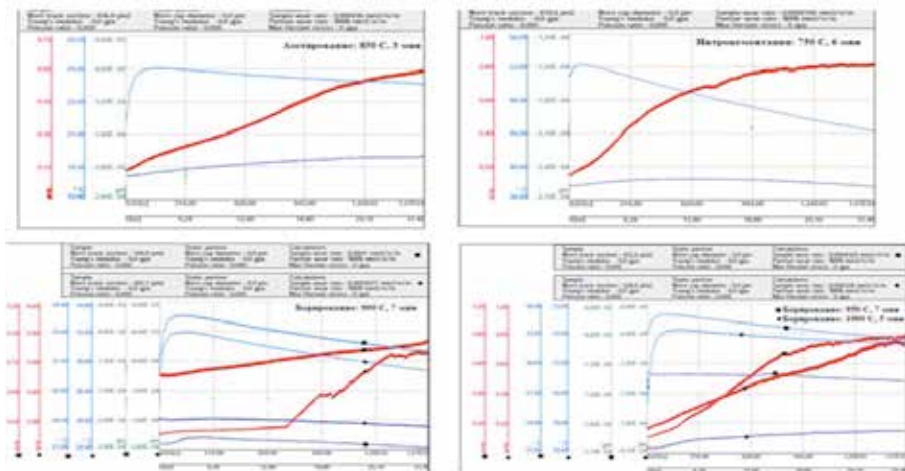


Рисунок 5.155. Зависимость интенсивности изнашивания образцов стали 30ХГСА от времени обработки до и после модифицирования в плазме электролита



Согласно *таблице 5.18*, интенсивность изнашивания по сравнению с исходным состоянием образцов стали 30ХГСА изменяется по-разному. Тем не менее, заметное уменьшение интенсивности изнашивания можно заметить у следующих образцов: после нитроцементации при температуре 750 °С в течение 6 минут в 8,7 раз, азотирования при температуре 850 °С в течение 7 минут в 4,3 раза, борирования при температуре 950 °С с продолжительностью 7 минут в 7,1 раз. По данным *таблицы 5.18* были построены диаграммы экспериментальных данных износостойкости (*рисунок 5.156*) и коэффициента трения (*рисунок 5.157*) всех испытываемых образцов стали 30ХГСА после модифицирования в плазме электролита. На *рисунке 5.158* приведены фрагменты полосы износа поверхности образцов стали 30ХГСА после разных режимов обработки в плазме электролита. По характеру следа разрушения поверхности можно предположить, что образцы после цементации более расположены к износу.

Таблица 5.18. Результаты испытаний на износостойкость

№	Вид и технологические параметры обработки	Интенсивность изнашивания [(мм ² /N)/мм],	Коэффициент трения, μ
1	Исходное состояние	0,00071	0,9
2	Цементация 860°С, 3 минут	0,00036	1,2
3	Азотирование 750°С, 7 минут	0,000164	1,4
3.1	Азотирование 850°С, 3 минут	0,000436	1
4	Борирование 900°С, 7 минут	0,0001	0,6
4.1	Борирование 900°С, 7 минут	0,0003031	0,7
4.2	Борирование 950°С, 7 минут	0,0004329	0,75
4.3	Борирование 1000°С, 7 минут	0,000328	0,8
5	Нитроцементация 750°С, 6 минут	0,00008106	0,8

Таким образом, можно заключить, что интенсивность изнашивания конструкционной стали 30ХГСА зависит от температуры электролитно-плазменной обработки. Со снижением интенсивности изнашивания поверхности образцов повышается износостойкость. Также, на основе ранее проведенных металлографических, рентгенофазовых исследований и просвечивающей электронной микроскопии образцов стали 30ХГСА при модифицировании в плазме электролита, можно предположить, что увеличение износостойкости поверхности в большей части связано с образованием мелкодисперсных вторичных фаз: нитридов, карбидов, карбонитридов, боридов железа и легирующих элементов. Известно, что мелкодисперсные нитриды и бориды легирующих элементов способствуют к увеличению износостойкости материала. Но предугадать оптимальность тех или иных режимов только с повышением температуры невозможно, потому что, помимо температуры, на увеличение износостойкости при плазменных обработках влияют состав электролита, физические параметры и степень легированности материала.

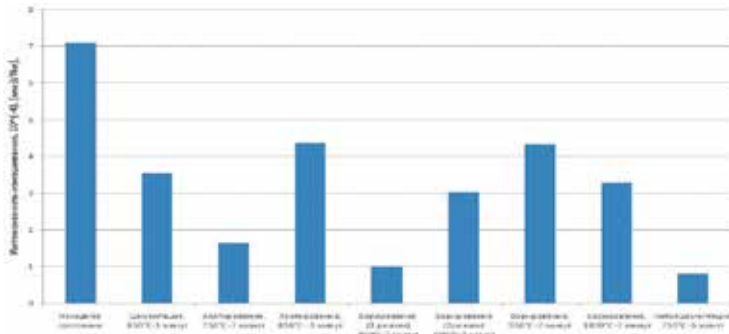


Рисунок 5.156. Значения интенсивности изнашивания стали 30ХГСА при разных режимах обработки

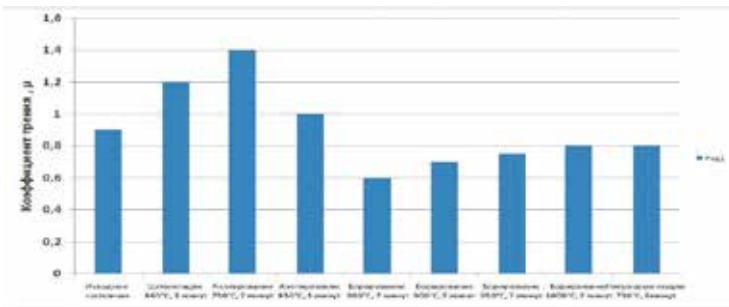
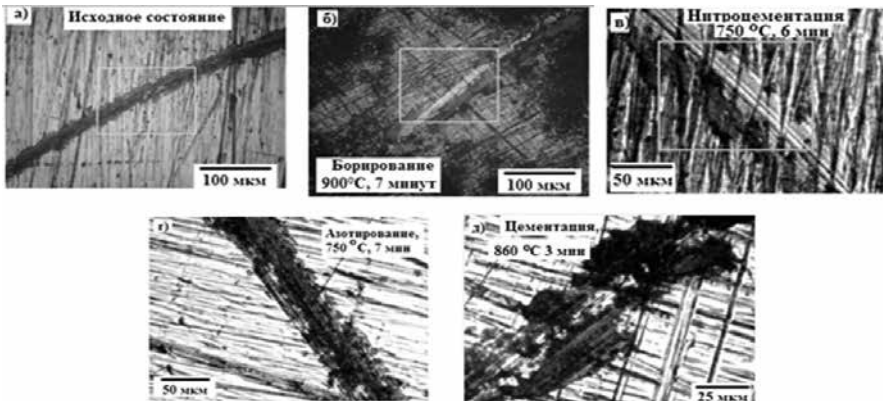


Рисунок 5.157. Значения коэффициента трения поверхности стали 30ХГСА при разных режимах обработки



а) исходное состояние, б) борирование 900°C, 7 минут, в) нитроцементация 750°C, 6 минут, г) азотирование 750°C, 7 минут, д) цементация 860°C, 3 минут

Рисунок 5.158. Фрагмент полосы износа поверхности стали 30ХГСА по методу «шар-диск»

Также экспериментально исследовали влияние технологических параметров режима электролитно-плазменной обработки на микротвердость поверхности стали 30ХГСА. Микротвердость стали 30ХГСА в исходном состоянии составляет 2700 МПа. Работы по определению оптимальных режимов химико-термической электролитно-плазменной обработки стали 30ХГСА были проведены поэтапно. На начальном этапе проведены ряд экспериментальных работ по установлению напряжения, температуры, времени, состава электролита в % для каждого вида обработки: цементации, азотирования, борирования, нитроцементации. После установления режимов были проведены экспериментальные работы по механическим, физическим, трибологическим свойствам. На рисунках 5.159 – 5.164 приведены результаты экспериментальных работ по определению микротвердости поверхности и поперечного микрошлифа модифицированных образцов стали 30ХГСА.

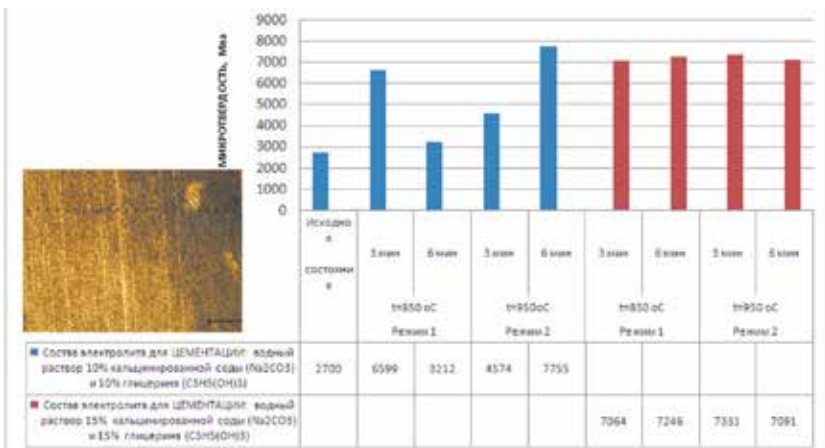


Рисунок 5.159. Диаграмма значения поверхностной микротвердости стали 30ХГСА после цементации в плазме электролита

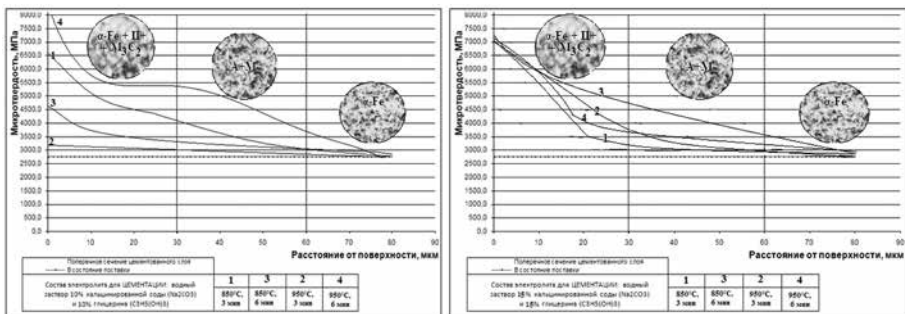


Рисунок 5.160. Микротвердость поперечного микрошлифа стали 30ХГСА после цементации в плазме электролита

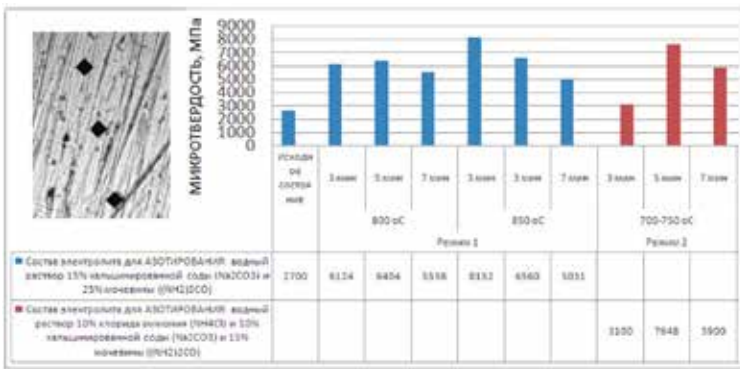


Рисунок 5.161. Диаграмма значения поверхностной микротвердости стали 30XГСА после азотирования в плазме электролита

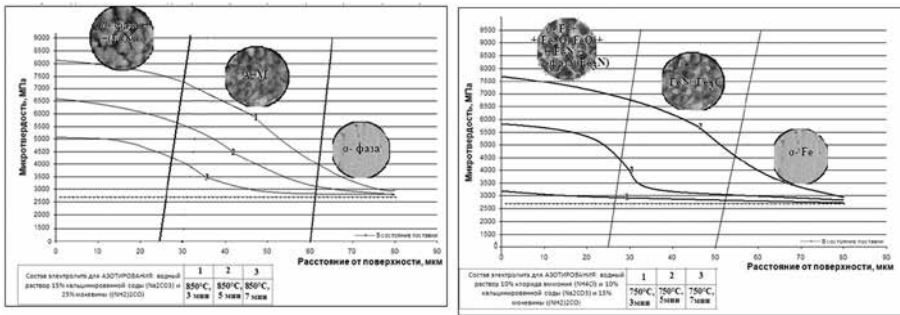


Рисунок 5.162. Микротвердость поперечного микрошлифа стали 30XГСА после азотирования в плазме электролита

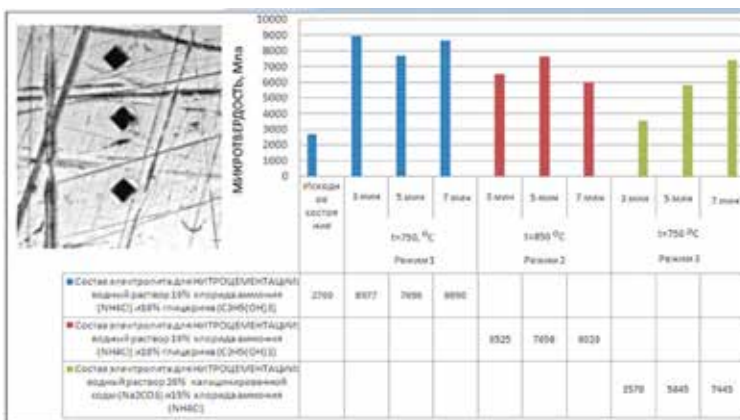


Рисунок 5.163. Диаграмма значения поверхностной микротвердости стали 30XГСА после нитроцементации в плазме электролита

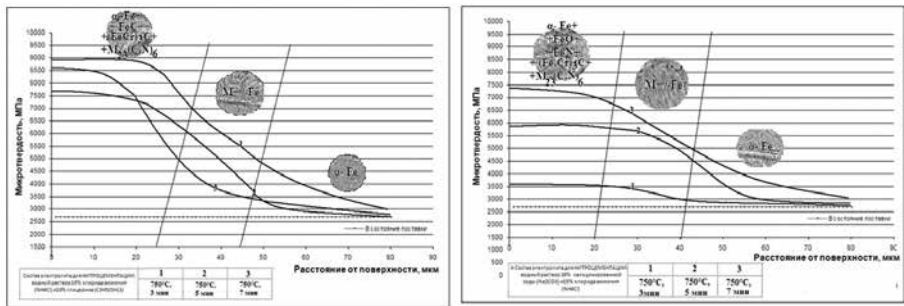


Рисунок 5.164. Микротвердость поперечного микрошлифа стали 30XГСА после нитроцементации в плазме электролита

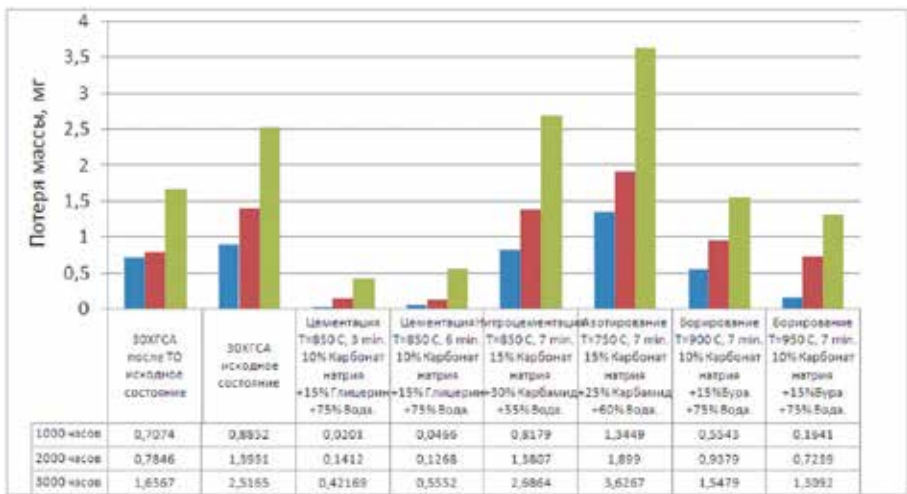


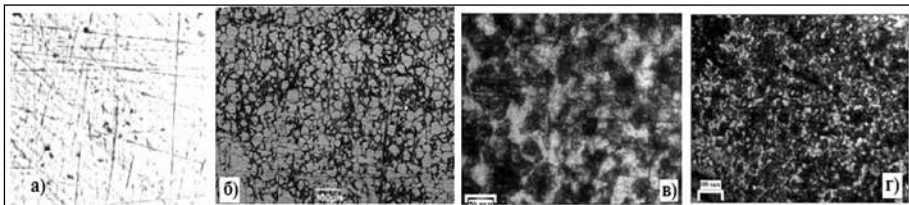
Рисунок 5.165. Значение потери массы стали 30XГСА до и после модифицирования при коррозионных испытаниях

Согласно проведенным нами исследованиям по определению микротвердости и износостойкости были установлены следующие закономерности: с увеличением износостойкости поверхности образцов стали 30XГСА при электролитно-плазменном азотировании и нитроцементации наблюдается значительный рост микротвердости; у образцов обработанных в азотосодержащих электролитах значение микротвердости на порядок увеличивается, что, скорее всего связано с образованием мелкодисперсных нитридов на модифицированных слоях; максимальное значение микротвердости имеет нитроцементованный образец стали 30XГСА который равен 8977 МПа (рисунки 5.163, 5.164), а поверхностная микротвердость после цементации составляет 3212 МПа (рисунки 5.159, 5.160), что равно минимальному значению микротвердости.

Коррозионные испытания проводили периодическим погружением образцов стали 30ХГСА в водный раствор содержащей 20 % $\text{FeCl}_3 \times 6\text{H}_2\text{O}$ с выдержкой, в течение 1000, 2000, 3000 часов. Сравнивая полученные результаты, можно утверждать, что коррозионная стойкость стали 30ХГСА достаточно хорошо повышается при цементации и борировании, ну и азотирование и нитроцементация стали 30ХГСА также положительно влияет на коррозионную стойкость. На *рисунке 5.165* приведены экспериментальные данные коррозионных испытаний стали 30ХГСА по потере массы до и после ХТО в плазме электролита.

Также, для данной марки стали выявлены характерные для нее виды коррозионных повреждений: питтинговая, язвенная и щелевая коррозия. В ходе многочисленных исследований авторами [144] было установлено, что питтинговая коррозия является начальным этапом развития язвенной и щелевой коррозии. При этом исследования [144] показали значительное преимущество плазменно-электролитического метода модифицирования по сравнению с механическим. После детального изучения участков стали, подвергшихся поверхностному модифицированию в плазме электролита, было обнаружено различие в топографии коррозионных повреждений (*рисунки 5.166 – 5.168*).

На поверхности стали, обработанной методом цементации, на фоне крупных очагов коррозии наблюдается значительное количество мелких питтингов, возникших в местах дефектов, образовавшихся в результате финишной обработки (*рисунок 5.166*). Согласно экспериментальным результатам оптимальным режимом коррозионной стойкости цементованных поверхностей стали 30ХГСА является: 850 °С, 3 мин.

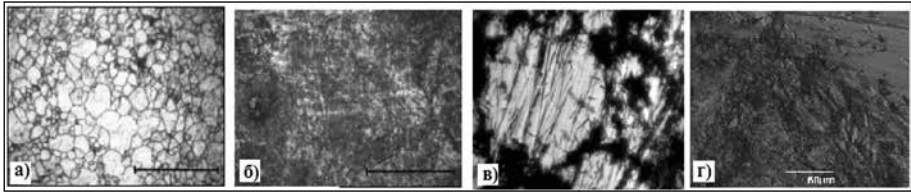


а) до обработки; в течение б) 1000 ч.; в) 2000 ч.; г) 3000ч

Рисунок 5.166. Топография коррозионных испытаний методом ПЭЦ

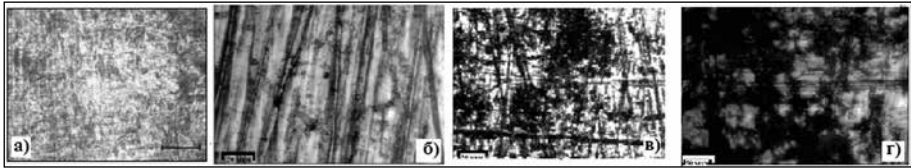
Топография коррозионных испытаний ЭПА образцов стали 30ХГСА представляет собой небольшое число язв по границам практически не поврежденной мелкими питтингами пассивной поверхности (*рисунок 5.167*). Согласно экспериментальным данным по потере массы и топографическим исследованиям снимков, на азотированную поверхность приходится самая максимальная потеря массы и, как видно из рисунка 5.130, поверхности образцов в большей степени подвержены к коррозии.

На *рисунке 5.168* приведена топография поверхности образцов стали 30ХГСА после нитроцементации с течением времени до 3000 часов. Исследования показали, что нитроцементованная поверхность в средней степени подвержена коррозии. Наблюдается щелевая и язвенная коррозия поверхности.



а) до обработки; в течение б) 1000 ч.; в) 2000 ч.; г) 3000ч

Рисунок 5.167. Топография коррозионных испытаний методом ПЭА



а) до обработки; в течение б) 1000 ч.; в) 2000 ч.; г) 3000ч

Рисунок 5.168. Топография коррозионных испытаний методом ПЭНЦ

На основе проведенных работ было установлено, что после электролитно-плазменного азотирования стали Р6М5 уменьшается ее интенсивность изнашивания и повышается ее микротвердость и стойкость к абразивному износу в зависимости от режима азотирования (рисунок 5.169) [98, 132].

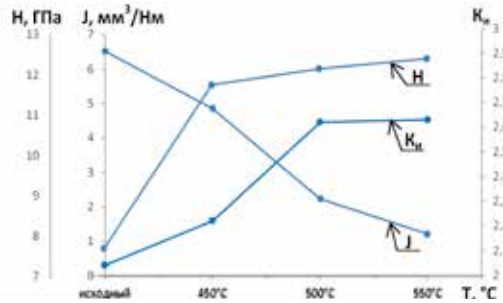


Рисунок 5.169. Изменения интенсивности изнашивания J , относительной износостойкости по абразивному износу K_i и микротвердости H стали Р6М5 в зависимости от температуры азотирования

Трибологические испытания, проведенные по схеме «шар – диск» на трибометре ТНТ-S-VE-0000, показали, что интенсивности изнашивания всех азотированных образцов значительно ниже по сравнению с исходными (рисунок 5.170). Испытания образцов на абразивный износ, проведенные на экспериментальной установке для испытаний на абра-

живное изнашивание при трении о не жестко закрепленные частицы абразива по схеме «вращающийся ролик – плоская поверхность» в соответствии с ГОСТ 23.208-79 (ASTM C 6568), показали, что потеря массы азотированных образцов меньше, чем не азотированных образцов, что указывает на повышение стойкости абразивному износу быстрорежущих сталей после азотирования (рисунок 5.170).

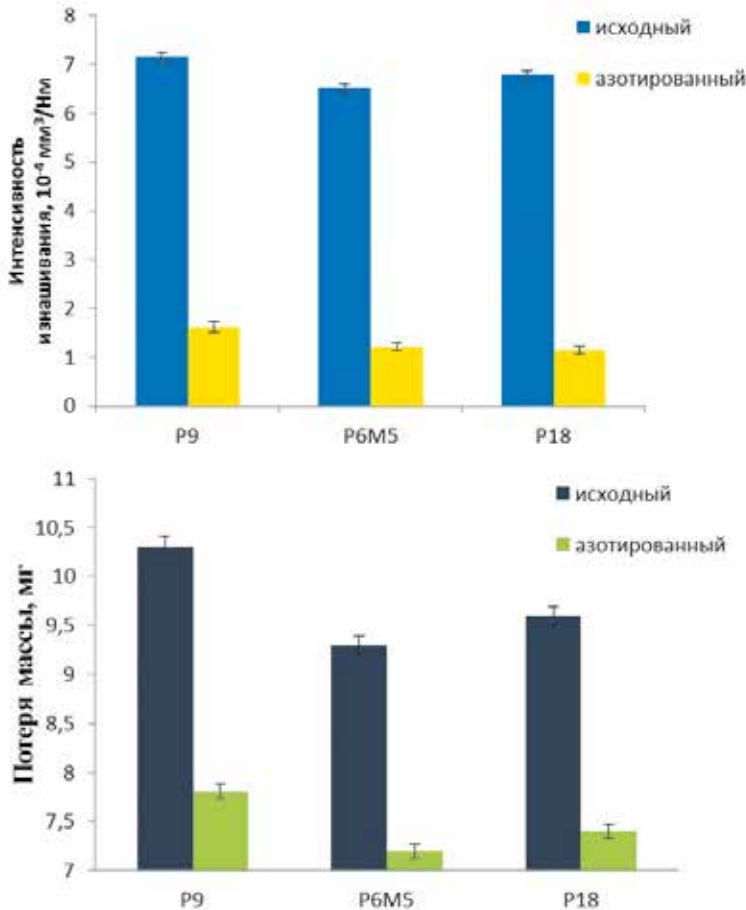


Рисунок 5.170. Результаты трибологических испытаний образцов быстрорежущих сталей

На основе изучения изменений микротвердости и красностойкости определено, что после электролитно-плазменного азотирования микротвердость увеличивается в 1,6 раз, красностойкость повышается на 40 °С. На *рисунке 5.171* приведены распределения микротвердости по глубине азотированного слоя после азотирования и результаты испытаний на красностойкость азотированных образцов быстрорежущих сталей.

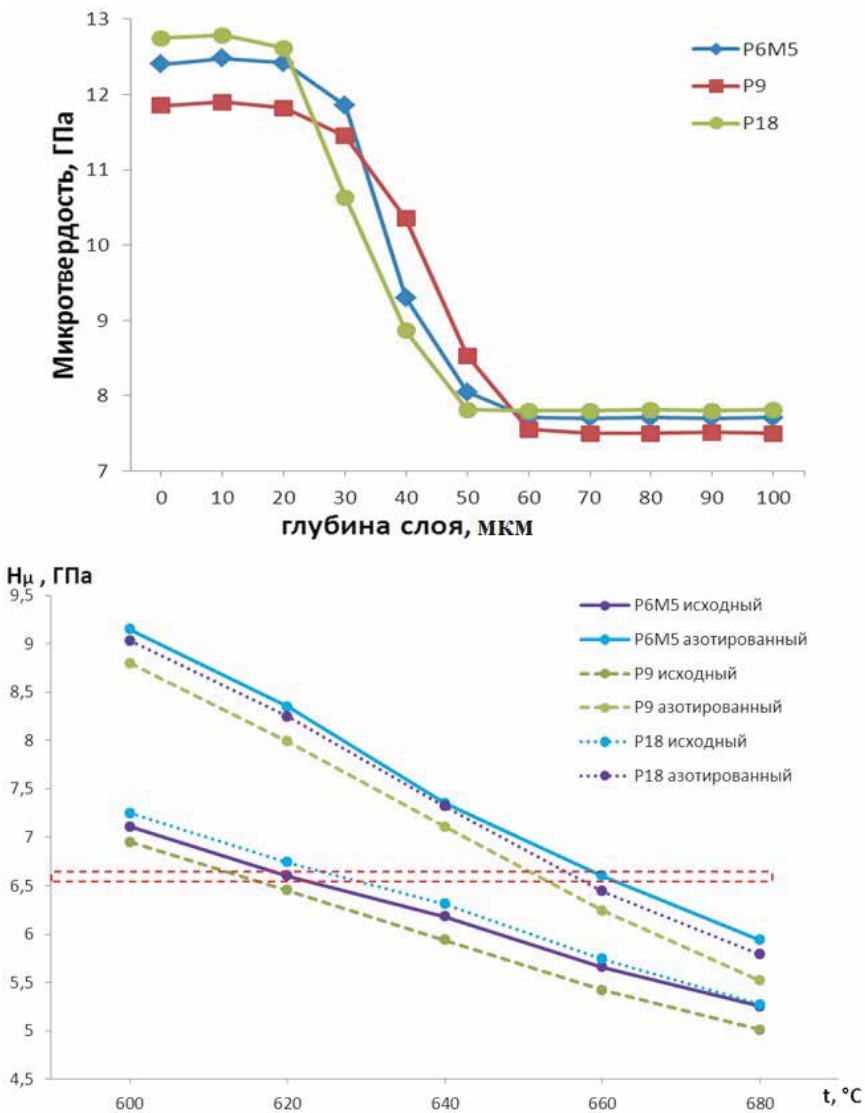


Рисунок 5.171. Распределение микротвердости по глубине азотированного слоя и зависимость микротвердости от температуры отпуска для образцов быстрорежущих сталей P6M5, P9 и P18

По характеру распределения микротвердости выявлено, что электролитно-плазменное азотирование обладает важным преимуществом перед обычным газовым процессом азотирования. Так, при насыщении в электролитной плазме не происходит резкого понижения твердости, характерного для обычного насыщения в аммиаке. Поскольку при азо-

тировании в аммиаке наблюдается резкое понижение твердости при переходе с азотированного слоя в основу.

Современное машиностроение характеризуется сложными условиями эксплуатации режущих инструментов, связанными с высоким уровнем действующих напряжений, широким температурным интервалом, агрессивными средами и т.п. Поэтому необходимо соблюдение особых требований к материалам, в частности высокой износостойкости при высоких температурах и долговечности режущих инструментов, из которых они выполнены. В связи с этим, была изучена износостойкость азотированных образцов быстрорежущей стали при высоких температурах испытания.

Высокотемпературные испытания стали P6M5 проводились при температурах 500 °С, 550 °С и 600 °С на высокотемпературном трибометре ТНТ-S-VE-0000 по схеме «шар-диск» в соответствии с международным стандартом ASTM G 99. В качестве контртела использовали шарик диаметром 6,0 мм, из сертифицированного материала – Al_2O_3 . Износостойкость оценивалась интенсивностью изнашивания и коэффициентом трения. Сравнивая интенсивности изнашивания и коэффициент изнашивания азотированных слоев для разных температур испытания (500 °С, 550 °С и 600 °С) определено, что износостойкость азотированного слоя быстрорежущей стали изменяется в зависимости от температуры окружающей среды, т.е. температуры эксплуатации, и азотированный слой более устойчив до температуры 550 °С (рисунок 5.172). А повышение температуры до 600 °С приводит к снижению износостойкости, а также увеличению коэффициента трения, что, возможно, связано с процессами, аналогичными процессам коагуляции или диффузионного подрастания когерентных частиц нитридной фазы.

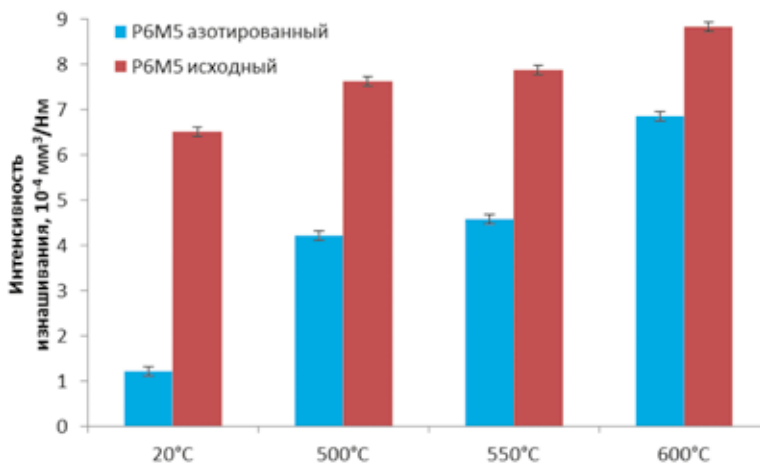


Рисунок 5.172. Зависимость интенсивности изнашивания образцов быстрорежущей стали от температуры испытания

При испытании образцов стали 40Х скорость изнашивания корундового шарика, по сравнению с образцом, составляет меньше 1 %. Поэтому при расчете количественного значения износа системы «шар-диск» износом шарика пренебрегалось.

Анализ изображений дорожки трения образцов в исходном состоянии показал, что основным механизмом изнашивания является абразивное изнашивание с адгезионной составляющей, о чем свидетельствует наличие следов пластического течения материала. Это подтверждается образованием на поверхности трения характерных канавок и наплывов, возникающих при пластическом отеснении материала вследствие воздействия абразива (рисунок 5.173).

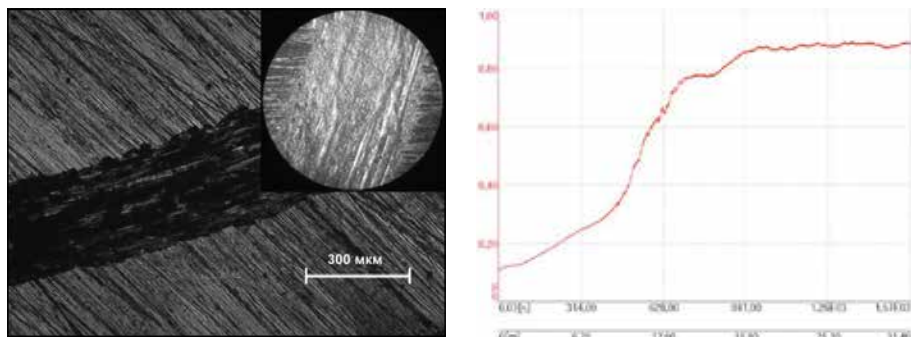


Рисунок 5.173. Результаты трибологического испытания необработанного (исходного) образца стали 40Х: а) микрофотографии поверхности износа при светлом и темном поле (в правом верхнем угле); б) график изменения коэффициента трения в процессе испытания

Как известно, для процесса трения можно выделить три стадии изнашивания. Начальный период изнашивания, продолжительность которого невелика, характеризуется нестационарным состоянием трибосистемы. Этот этап называется приработкой трибосистемы, в течение которого устанавливаются равновесная шероховатость и постоянный коэффициент трения, а также понижается износ. На графике зависимости коэффициента трения от пути трения можно видеть, что этап приработки заканчивается при расстоянии 18 м (рисунок 5.173, б). Затем наступает вторая стадия изнашивания, характеризующаяся стабильным коэффициентом трения и относительно низким износом. В ходе ее развития постепенно износ возрастает и приводит к значительным повреждениям и катастрофическому износу. Следует отметить, что для всех исследуемых образцов стадия разрушения при данных условиях испытания не наступила.

Вторая стадия для азотированных образцов наступает позже. Например, на азотированных образцах при температуре 750 °С вторая стадия наступает при расстоянии 26 м, а при температуре 850 °С не наступила до конца испытания (рисунок 174, б, рисунок 175, б). Данное явление свидетельствует о повышении износостойкости азотированных образцов по сравнению с исходным состоянием.

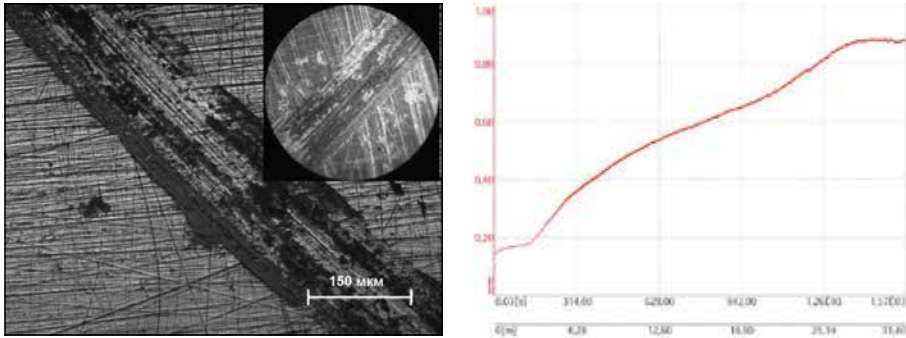


Рисунок 5.174. Результаты трибологического испытания азотированного образца при температуре 750°C: а) микрофотографии поверхности износа при светлом и темном поле (правом углу); б) график изменения коэффициента трения в процессе испытания

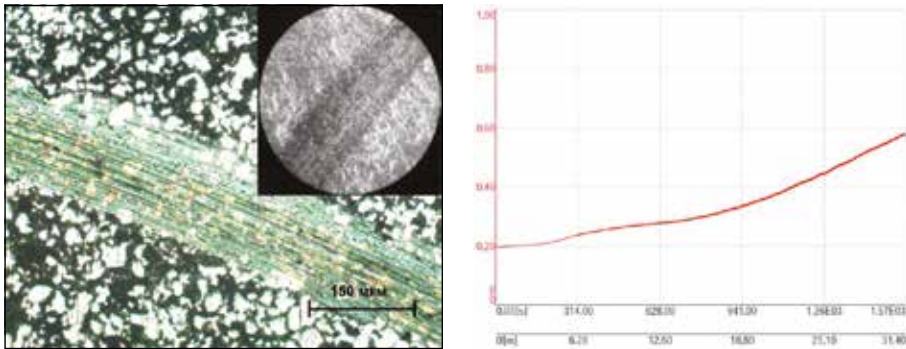


Рисунок 5.175. Результаты трибологического испытания азотированного образца стали 40X при температуре 850°C: а) микрофотографии поверхности износа при светлом и темном поле (правом углу); б) график изменения коэффициента трения в процессе испытания

Процесс азотирования в электролитной плазме позволяет значительно повысить износостойкость исследуемых образцов. Из представленной гистограммы (рисунок 5.176) можно видеть, что наименьшая скорость износа наблюдается после азотирования при температурах 750 °C и 850 °C. Такое улучшение износостойкости объясняется формированием нитридного слоя, который, как известно, помимо значительного повышения твердости способствует также увеличению износостойкости.

Улучшение трибологических свойств после азотирования связано с дополнительным упрочнением поверхности и изменением механизма износа. Наличие на поверхности азотированного слоя позволяет уменьшить влияние адгезионной составляющей. На первых этапах изнашивания контакт происходит между контртелом и нитридным слоем, затем

под воздействием нагрузки и накоплением в поверхностном слое напряжений происходит разрушение нитридного слоя. Подтверждением данного явления является наличие характерных канавок на поверхности дорожки трения, возможно связанные с формированием дополнительных твердых частиц, которые выступают в роли абразива (рисунки 5.174, а, 5.175, а). Наличие мелких абразивных частиц позволяет также предотвратить контактное схватывание. Таким образом, после азотирования в механизме изнашивания адгезионная составляющая меняется на абразивный износ.

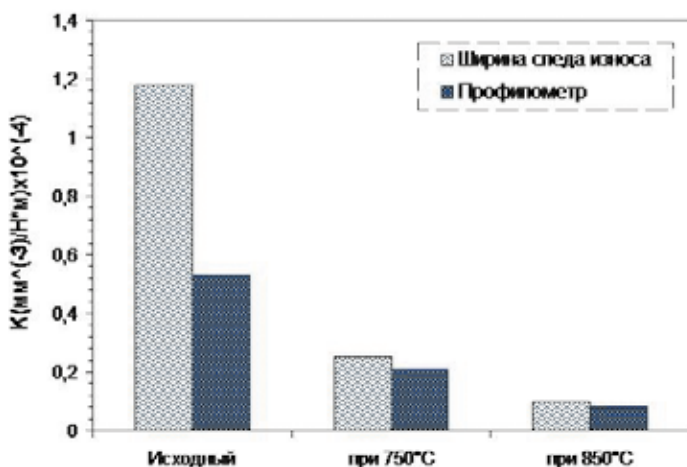


Рисунок 5.176. Скорость изнашивания поверхности стали 40X до и после азотирования в электролитной плазме

Таким образом, проведенные исследования влияния электролитно-плазменной обработки на структуру и свойства конструкционных сталей показали, что предлагаемый способ обработки является перспективным, энергосберегающим и ресурсосберегающим способ упрочнения поверхностных слоев и рекомендуется для применения в энергетических отраслях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ К ГЛАВЕ 5

1. Пономарев-Степной Н.Н., Талызин В.М., Павшук В.А., Уласевич В.К., Сметанников В.П., Черепнин Ю.С., Федик И.И., Денискин В.П., Дьяков Е.К., Тухватулин Ш.Т. Исследовательский высокотемпературный реактор (к 30-летию энергетического пуска ИВГ.1). – Атомная энергия, 2005, т. 98, вып. 3, с. 163-170.
2. Уласевич В.К. История двух ядерных реакторов. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2003, с. 45-49.
3. Чернобаева А.А., Николаев Ю.А., Комолов В.М. и др. Оптимизация программы образцов-свидетелей для АЭС-2006. – Атомная энергия, т. 107, вып. 1, 2009, с. 20-22.
4. Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Колбаенков А.Н., Сахаровский В.В. Контроль состояния узлов, деталей и материалов реактора ИВГ.1М. – Материалы научно-практич. конф. «20 лет энергетического пуска реактора ИВГ.1, Курчатов, 26-28 апр. 1995 г.», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, с. 48-51.
5. Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Колбаенков А.Н., Сахаровский В.В. Контроль состояния узлов, деталей и материалов реактора ИВГ.1М. – Вестник НЯЦ РК, вып. 2, 2015, с. 95-99.
6. Бакланов В.В., Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Кукушкин И.М., Малышева Е.В. Радиационная и коррозионная стойкость бериллиевых образцов-свидетелей реактора ИВГ.1М. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2004, с. 85-89.
7. Белоус В.Н., Логачев О.Н., Дерявко И.И., Колбаенков А.Н. Контроль состояния деталей активной зоны реактора ИВГ.1М. – Доклады Междунар. научно-техн. конф. «Исследовательские реакторы в XXI веке, Москва, 20-23 июня 2006 г.», М., НИКИЭТ, 2006, докл. №98.
8. Бакланов В.В., Дерявко И.И., Кукушкин И.М., Малышева Е.В. Анализ результатов освидетельствования состояния деталей активной зоны реактора ИВГ.1М. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2006, с. 89-93.
9. Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Даулеткелдыев А.Д., Кожухметов Е.А. Контроль коррозионного состояния деталей реактора ИВГ.1М по их образцам-свидетелям. – Вестник НЯЦ РК, вып. 3, 2014, с. 61-67.
10. Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Даулеткелдыев А.Д., Кожухметов Е.А. Контроль коррозии деталей исследовательского реактора ИВГ.1М по их образцам-свидетелям. – Материалы IX Междунар. симпозиума «Фундаментальные и прикладные проблемы науки», М., РАН, т. 2, 2014, с. 59-69.
11. Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Даулеткелдыев А.Д., Кожухметов Е.А. Контроль коррозии деталей исследовательского реактора ИВГ.1М по их образцам-свидетелям. – Вестник НЯЦ РК, вып. 2, 2015, с. 138-145.
12. Бакланов В.В., Дерявко И.И., Малышева Е.В. Коррозионная стойкость в воде образцов алюминиевого сплава и нержавеющей стали. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2005, с. 19-23.
13. Жук Н.П. Курс теории коррозии и защиты металлов. – М., Metallurgia, 1976, 472 с.

14. Фокин М.Н. Методы коррозионных испытаний. – М., Metallurgia, 1986, 342 с.
15. Бакланов В.В., Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Малышева Е.В., Окапбаев Р.А., Сафронов А.Д., Стороженко А.Н. Обработка методик определения скоростей коррозии алюминий-магниевых образцов в воде. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, Курчатов, НЯЦ РК, 2005, с. 29-33.
16. Бакланов В.В., Дерявко И.И., Жданов В.С., Колбаенков А.Н., Кукушкин И.М., Стороженко А.Н., Таинов Д.З. Состояние деталей канала ВОТК №4 после 14-летней эксплуатации в реакторе ИВГ.1М., – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2005, с. 24-28.
17. Белоус В.Н., Дерявко И.И., Колбаенков А.Н., Логачев О.Н., Малышева Е.В. Состояние деталей активной зоны реактора ИВГ.1М после 30-летней эксплуатации. – Материалы V Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика, Алматы, 26-29 сент. 2005 г.», т. 2, Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 2006, с. 501-508.
18. Бакланов В.В., Дерявко И.И., Колбаенков А.Н., Коянбаев Е.Т. Состояние деталей центральной сборки исследовательского реактора ИВГ.1М. – Тезисы Междунар. конф. «Исследовательские реакторы в разработке ядерных технологий, Димитровград, 05-09 дек. 2011 г.», Димитровград, НИИАР, 2011, с. 86-88.
19. Дерявко И.И., Бакланов В.В., Кукушкин И.М., Стороженко А.Н., Колбаенков А.Н. Состояние технологического канала ВОТК после 14-летней эксплуатации в исследовательском реакторе ИВГ.1М. – Тезисы Междунар. конф. «Безопасность исследовательских ядерных установок, Димитровград, 26-30 мая 2014 г.», Димитровград, НИИАР, 2014, с. 71-73.
20. Дерявко И.И., Бакланов В.В., Кукушкин И.М., Стороженко А.Н., Колбаенков А.Н. Изучение состояния деталей и элементов технологического канала ВОТК после 14-летней эксплуатации в реакторе ИВГ.1М. – Материалы IX Междунар. симпоз. «Фундаментальные и прикладные проблемы науки», М., РАН, т. 2, 2014, с. 52-58.
21. Дерявко И.И., Бакланов В.В., Кукушкин И.М., Стороженко А.Н. Изучение состояния деталей и элементов технологического канала ВОТК после 14-летней эксплуатации в реакторе ИВГ.1М. – Избранные труды Междунар. симпоз. по фундаментальным и прикладным проблемам науки, М., РАН, т. 4, 2014, с. 73-100.
22. Герасимов В.В., Монахов А.С. Материалы ядерной техники. – М., Энергоатомиздат, 1982, 288 с.
23. Калинин Б.А. Физическое материаловедение. – М., МИФИ, т. 2, 2007, 608 с.
24. Кайрбекова С.Б., Коянбаев Е.Т., Даулелкелдыев А.Д. Проектирование установки для проведения исследований коррозионной стойкости облученных образцов чехла реактора БН-350 методом одноосного растяжения. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2011, с.132-135.
25. Скаков М.К., Максимкин О.П., Дерявко И.И., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т., Курбанбеков Ш.Р. Изменения микроструктуры и механических свойств облученной нейтронами аустенитной стали 08X18N10T. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, Курчатов, НЯЦ РК, 2015, с. 47-50.

26. Абрамович М.Д., Вотинов С.Н., Иолтуховский А.Г. Радиационное материаловедение на АЭС. – М., Энергоатомиздат, 1884, 134 с.
27. Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Козловский Е.В., Даулеткелдыев А.Д. Изучение коррозионного состояния корпуса реактора ИГР. – Материалы IX Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика, Алматы, 24-27 сентября 2013 г.», Алматы, РГП ИЯФ, 2014, с. 73-77.
28. Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Козловский Е.В., Даулеткелдыев А.Д., Ермолаев А.А. Контроль коррозионного состояния корпуса исследовательского реактора ИГР. – Тезисы Междунар. конф. «Безопасность исследовательских ядерных установок, Димитровград, 26-30 мая 2014 г.», Димитровград, НИИАР, 2014, с. 67-70.
29. Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Даулеткелдыев А.Д. Коррозионное состояние корпуса реактора ИГР. – Материалы IX Междунар. симпоз. «Фундаментальные и прикладные проблемы науки», М., РАН, т. 2, 2014, с. 44-51.
30. Курнаев В.А. Взаимодействие плазмы с поверхностью. – М., МИФИ, 2003, 112 с.
31. Гулькин А.В., Дерявко И.И., Маринин А.С., Шаповалов Г.В. Изменения на поверхности бериллия при воздействии сильноточным пучком электронов в рамках исследований по программе ИТЭР. – Материалы Междунар. конф. «Моделирование физико-химических процессов в физике конденсированного состояния, Актобе, 11-12 мая 2007 г.», Актобе, АГПИ МОН РК, 2007, с. 26-28.
32. Бакланов В.В., Гулькин А.В., Дерявко И.И., Кукушкин И.М. Эффекты радиационно-термического повреждения на поверхности бериллия при облучении сильноточным электронным пучком. – Вестник НЯЦ РК, вып. 3, 2007, с. 91-96.
33. Гулькин А.В., Дерявко И.И., Постников Д.В. Радиационные изменения на поверхности бериллия при моделировании тепловых нагрузок в условиях облучения сильноточным пучком электронов. – Материалы VI Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика, Алматы, 04-07 июня 2007 г.», т. 2, Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 2008, с. 399-405.
34. Бакланов В.В., Гулькин А.В., Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Кукушкин И.М., Малышева Е.В., Саблук В.В., Тарасенко Е.В., Ударцев С.В. Исследование повреждаемости материала защитного слоя первой стенки ИТЭР сильноточным пучком электронов. – Доклады Междунар. конф. «Ядерная энергетика Республики Казахстан, Курчатов, 11-13 июня 2008 г.», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 2009, с. 139-144.
35. Дерявко И.И., Тарасенко Е.В., Бакланов В.В., Кукушкин И.М. Исследование процессов повреждения бериллия электронными пучками. – Тезисы VII Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика, Алматы, 08-11 сентября 2009 г.», Алматы, НЯЦ РК, 2009, с. 110.
36. Бакланов В.В., Дерявко И.И., Кукушкин И.М., Тарасенко Е.В. Результаты электрофизических испытаний защитного материала первой стенки ИТЭР на установке ГСЭП-3, – Вестник НЯЦ РК, вып. 2, 2009, с. 149-157.
37. Дерявко И.И., Бакланов В.В., Кулжанов Д.Ш., Кукушкин И.М., Тарасенко Е.В., Ударцев С.В. Изучение поведения первой стенки ИТЭР

- в условиях, моделирующих срыв плазмы и нарушения в системе охлаждения. – В кн. «Экспериментальные исследования в области радиационной физики твердого тела, радиационного материаловедения и ядерной физики», ч. 2, Курчатова, НЯЦ РК, 2010, с. 164-184.
38. Дерявко И.И., Тарасенко Е.В., Бакланов В.В., Кукушкин И.М. Исследование процессов повреждения бериллия электронным пучком. – Материалы VI Междунар. симпоз. «Фундаментальные и прикладные проблемы науки», М., РАН, т. 1, 2011, с. 120-129.
 39. Дерявко И.И., Кукушкин И.М., Тарасенко Е.В., Бакланов В.В. Характер повреждения бериллия сильнофокусированным электронным пучком. – Материалы VIII Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика, Алматы, 20-23 сент. 2011 г.», Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 2011, с. 185-190.
 40. Рыбакова Л.М., Назаров А.Н. К методике исследования шероховатости поверхности скользящим пучком рентгеновских лучей. – Заводская лаборатория, 1978, т. 44, №1, с. 40-43.
 41. Бекренев А.Н., Федоров Б.Н. Определение толщины тонких покрытий с помощью наклонных рентгеновских съемок. – Заводская лаборатория, 1979, т. 45, №10, с. 908-910.
 42. Трофимов В.В., Вагнер Л.Я. Неразрушающий метод исследования напряженного состояния в поликристаллических материалах. – Физика и химия обработки материалов, 1979, №5, с. 112-114.
 43. Дерявко И.И., Ланин А.Г. Способ рентгенографического измерения макронапряжений. – А.с. СССР №1018497, МКИ4 G01N 23/205, 1983.
 44. Калинин Б.А. Физическое материаловедение. – М., МИФИ, т. 3, 2008, 808 с.
 45. The numerical code TOKSCEN for modelling plasma evolution in tokamaks / D.Yu. Suchugov, G.V. Shapovalov, B.Zh. Chektybaev, M.K. Skakov, N.A. Gasilov, A.D. Sadykov [et al.] // Nuclear Fusion. – 2015.
 46. Исследование взаимодействия плазмы с поверхностью вольфрама в плазменно-пучковой установке / Б.К. Рахадиллов, Т.Р. Туленбергенов, И.А. Соколов, Д.А. Гановичев, А.Ж. Миниязов // Вестник НЯЦ РК. – 2015.
 47. Структурные изменения в вольфраме и молибдене при воздействии водородной плазмы / Б.К. Рахадиллов, М.К. Скаков // Материалы X Международной научной конференции «Ядерная и радиационная физика», ИЯФ НЯЦ РК, Курчатова, 8-11 сентября 2015. – С. 52.
 48. Исследование взаимодействия стационарной плазмы с вольфрамом / Б.К. Рахадиллов, Т.Р. Туленбергенов, И.А. Соколов, Д.А. Гановичев // Труды XXII Международной научной конференции «Взаимодействие ионов с поверхностью», Москва, 20-24 августа 2015. – Т. 3. – С. 309-311.
 49. Investigation of plasma-surface interaction at plasma beam facilities / V. Kurnaev, I. Vizgalov, K. Gutorov, T. Tulenbergenov, I. Sokolov, A. Kolodeshnikov, V. Ignashev, V. Zuev, I. Bogomolova, N. Klimov // Journal of Nuclear Materials. – August 2015. – Vol. 463. – P. 228-232.
 50. Отработка методики исследований взаимодействия плазмы с материалами ТЯР на имитационном стенде / И.А. Соколов, Б.К. Рахадиллов, Т.Р. Туленбергенов, Д.А. Гановичев, В.А. Зуев // Вестник НЯЦ РК. – 2015.

51. Тажибаева, И.Л. Процессы переноса водорода в конструкционных материалах в поле ионизирующего излучения: автореферат дис. доктора физико-математических наук: 01.04.07.- Алматы, 1997.- 47 с.: ил.
52. Кульсартов, Т.В. Методика и аппаратное обеспечение проведения длительных реакторных экспериментов по исследованию выделения трития из материалов твердотельных бланкетов ТЯР: автореф. дис. канд. физ.-мат. наук: 01.04.01: защищена 24.04.10: утв. 04.05.10 / Кульсартов Тимур Валиханович.- Алматы, 2010.- 119 с.
53. Водород в металлах, т.1./Под ред. Г. Алефельда И,И, Фелькля/, - М., Мир, 1981, с. 506.
54. Redhead P. Thermal desorption of gases, – Vacuum, 1962, v. 12, № 8, p. 203-211.
55. Писарев А.А., Бандурко В.В., Цыплаков В.Н. Определение энергии активизации газовой выделения ионно-внедренного дейтерия из нержавеющей стали, – Атомная энергия, 1987, т. 63, с. 28-30.
56. Shestakov V., Tazhibayeva I., Kawamura H., Kenzhin Y., Kulsartov T., Chikhray Y., Kolbaenkov A., Arinkin F., Gizatulin Sh., Chakrov P. In-pile assemblies for investigation of tritium release from Li₂TiO₃ lithium ceramic // Fus. Sci. Tech.– 2005. - Vol.47. – P. 1084–1088.
57. Tazhibayeva, I.L. Hydrogen release of reactor irradiated RGT-graphite / I.L. Tazhibayeva, E.A. Kenzhin, V.A. Zverev [et al] // Journal of Nuclear Materials.– 1996. – Vol.233.– P. 1198-1201.
58. Kulsartov, T.V. Simulation study of hydrogen interaction with FP-479 graphite. / T. Kulsartov, V. Shestakov, I. Tazhibayeva [et al] // Proceedings of Fifth International Conference «НТМ-2007», Donetsk, Ukraine, 2007, V.: Hydrogen Economy and Hydrogen Treatment of Materials, v.1, p.457-462.
59. Исследование влияния реакторного излучения на параметры накопления дейтерия в вольфраме/ Т.В. Кульсартов [и др.]// Ядерная и радиационная физика: Доклады VII межд. конф., Алматы, 08-11 сентября 2009. – Алматы: НЯЦ РК, 2010. – С. 195-203.
60. Effects of reactor irradiation on sorption capacity of tungsten as regards hydrogen isotopes / Tazhibayeva I., Kenzhin E., Zaurbekova Zh., Ponkratov Yu., Gordienko Yu., Kulsartov T., Barsukov N., Tulubaev E. // 14th International conference on plasma-facing materials and components for fusion applications: Abstracts 14TH PFMC, Forschungszentrum, Juelich, Germany, May 13th - 17th, 2013.– P. 3.
61. Sadvakassova, A.O. Research of Reactor Radiation Influence upon Processes of Hydrogen Isotopes Interaction with Materials of the Fusion Facility/ A.O. Sadvakassova, T.V. Kulsartov, I.L. Tazhibayeva, E.A. Kenzhin, Yu.N. Gordiyenko, Zh.A. Zhaurbekova // Fusion Science and Technology. – 2011. – Vol. 60. – №1Т. – P. 9-15.
62. Kulsartov, T.V. Out of pile experiments on the investigation of hydrogen interaction with reduced activation ferritic – martensitic steel F82H / T.V. Kulsartov, Y.V. Chikhray, I.L. Tazhibayeva [et al] // Hydrogen Recycling at Plasma Facing Materials, NATO Science Series, II. Mathematics, Physics and Chemistry.– 2002.– Vol. 1, №2.– P. 307-315.
63. Tazhibayeva, I.L. Gas driven deuterium permeation through F82H martensitic steel / I.L. Tazhibayeva, T.V. Kulsartov [et al] // Journal of the

- Nuclear Materials.– 2002.– Vol. 307-311, №2.– P. 1494-1497.
64. Кульсартов, Т.В. Изучение особенностей проникновения смеси изотопов водорода сквозь малоактивируемую сталь F82H / Т.В. Кульсартов, И.Л. Тажибаева, В.П. Шестаков [и др.] // Ядерная и радиационная физика: Тезисы IV межд. конф., Алматы, 15-17 сентября, 2003.– Алматы: НЯЦ РК, 2003.– С. 225.
 65. Tazhibaeva, I.L. Hydrogen interaction with constructional materials of nuclear power devices “in situ” the pile irradiation / I.L. Tazhibaeva, V.P. Shestakov, O.G. Romanenko, A.N. Klepikov, E.A. Kenjin [et al] / AIP Conf. Proc. 301, 945 (1994); <http://dx.doi.org/10.1063/1.2950292>.
 66. Tazhibaeva, I.L. Some peculiarities of hydrogen interaction with beryllium during in-pile irradiation / I. L. Tazhibaeva, A. Kh. Klepikov, V. P. Shestakov, EA Kenzhin [et al] // Plasma devices and operations, 1998, Volume 6, Issue 1-3, p. 251-258.
 67. Гордиенко, Ю.Н. Оценка возможности детритизации облученного бериллия методом вакуумного ожига/ Ю.Н. Гордиенко, Т.В. Кульсартов, Н.И.Барсуков // Инновационные технологии. Реальность и перспектива: Сборник трудов I-ой Международной конференции, Курчатов, 2010. – Курчатов: ПЯТ, 2010. – С. 111-117.
 68. Гордиенко, Ю.Н. Исследование наработки и выделения трития из материалов бланкетов термоядерных реакторов / Ю.Н. Гордиенко, Ю.В. Понкратов, И.Л. Тажибаева, Н.И. Барсуков, Ж.А. Заурбекова, В.В. Бакланов, В.С. Гныря, Т.В. Кульсартов, и др. // Научное издание «Итоги науки», Избранные труды Международного симпозиума по фундаментальным и прикладным проблемам науки, Т.4, с.28-53.
 69. Садвакасова, А.О. Исследование процессов миграции гелия и трития в облученном бериллии / Гордиенко Ю.Н., Барсуков Н.И, Ю.В.Понкратов // Вестник НЯЦ РК. – 2011. – Выпуск № 3. – С. 45-49.
 70. Kulsartov, T.V. Tritium migration in the materials proposed for fusion reactors: Li₂TiO₃ and beryllium / T.V. Kulsartov, Yu.N. Gordienko, I.L. Tazhibayeva, E.A. Kenzhin, N.I. Barsukov, A.O. Sadvakasova, A.V. Kulsartova and Zh.A. Zaurbekova // Journal of the Nuclear Materials.– 2013.– Vol. 442.– P. 740-745.
 71. Tazhibaeva, I.L. Hydrogen permeation through vanadium alloy V-4Cr-4Ti «in situ» of reactor irradiation / I.L. Tazhibaeva, T.V. Kulsartov, A. Kh. Klepikov // Journal of Nuclear Materials. – 2000. – Vol. 283-287, №2. – P. 872-875.
 72. Investigations of reactor irradiation influence on hydrogen isotopes yield from V₄Cr₄Ti vanadium alloy / T.V. Kulsartov [et al.] // Fusion Reactor Materials (ICFRM-12): Abstracts of 12-th International Conference, Santa Barbara, USA, 2005. – P. 124.
 73. Kulsartov, T.V. Studies of reactor irradiation effect on hydrogen isotope release from vanadium alloy V₄Cr₄Ti / T.V. Kulsartov, I.L. Tazhibaeva, V.P. Shestakov // Journal of Nuclear Materials. – 2007. – Vol. 367-370, №2. – P. 844-847.
 74. Kulsartov, T.V. Investigation of the surface element composition influence on hydrogen permeability through vanadium alloy VCr₄Ti₄. Fusion Science and Technology, 1998, V. 34, Issue 3, P. 868-871.

75. Кульсартов, Т.В. Исследование газовой выделенности трития из литиевой керамики в процессе реакторного облучения / Кульсартов, Т.В., Гордиенко Ю.Н., Колбаенков А.Н., Шестаков В.П. // Вестник НЯЦ РК.– 2003.– Выпуск №1.– С. 34-39.
76. In-pile assemblies for investigation of tritium release from Li₂TiO₃ lithium ceramic / T.V. Kulsartov [et al.] // Technology of Fusion Energy: Book of abstracts 16th ANS Topical Meeting, Madison, Wisconsin, 2004. – P. 35.
77. Zhanna Zaurbekova, Irina Tazhibayeva, Yuriy Ponkratov, Timur Kulsartov, Viktor Baklanov, Nikolay Barsukov, Yuriy Gordienko, Yevgeniy Tulubayev, Mazhyn Skakov, Yevgen Chikhray. Investigation of hydrogen isotopes interaction processes with lithium under neutron irradiation. Book of Abstracts of 12th International Symposium on Fusion Nuclear Technology, September 14-18, 2015, Jeju, Korea. P. 516.
78. Kulsartov, T.V. In-pile assemblies for investigation of tritium release from lithium ceramic / T.V. Kulsartov, I.L. Tazhibayeva, V.Shestakov // Journal of the Nuclear Materials. – 2005. – Vol. 47, №2. – P. 1084-1088.
79. Kulsartov, T.V. Study of Li₂TiO₃+5mol% TiO₂ lithium ceramics after long-term neutron irradiation / T.V. Kulsartov, I.L. Tazhibayeva, H. Kawamura // Journal of the Nuclear Materials. – 2009. – Vol. 386-388. – P. 286-289.
80. T. Kulsartov, Yu. Gordienko, Yu. Ponkratov, Zh. Zaurbekova, I. Tazhibayeva, V. Baklanov. Experiments on neutron irradiation of lithium materials. Book of Abstracts of 1st Asia-Pacific Symposium on Tritium science, November 1-5, 2015, Mianyang, China. p. 132.
81. Tazhibayeva, I. Temperature dependence of rate constant of hydrogen isotopes interaction with lithium capillary-porous system under reactor irradiation / I. Tazhibayeva, T. Kulsartov, Yu. Gordienko, A. Mukanova, Yu. Ponkratov, N. Barsukov, E. Tulubayev, E. Platadis, E. Kenzhin // Fusion Engineering and Design.– 2013.– Vol. 88, Issues 9–10.– P. 1731-1734.
82. I. Tazhibayeva, Yu. Ponkratov, T. Kulsartov, Yu. Gordienko, M. Skakov, Zh. Zaurbekova, I. Lublinskiy, A. Vertkov, G. Mazzitelli. Results of Reactor Irradiation of Liquid Lithium Saturated with Deuterium. Book of Abstracts of 4th International Symposium on Lithium Application to Fusion, 28-30 September, Granada, Spain. P. 29.
83. Tazhibayeva, I. Interaction of tritium and helium with lead–lithium eutectic under reactor irradiation / I. Tazhibayeva, T. Kulsartov, N. Barsukov, Y. Gordienko, Y. Ponkratov, Z. Zaurbekova, E. Tulubayev, V. Gnyrya, V. Baklanov, E. Kenzhin // Fusion Engineering and Design.– 2014.– Vol. 89, Issues 7–8.– P. 1486-1490.
84. Tazhibayeva, I.L. Investigation of parameters of interaction of hydrogen isotopes with liquid lithium and lithium capillary porous system under reactor irradiation / I. L. Tazhibayeva, T. V. Kulsartov, Yu. N. Gordienko, Zh. A. Zaurbekova, Yu. V. Ponkratov, N. I. Barsukov, Ye. Yu. Tulubayev, V. V. Baklanov, V. S. Gnyrya, and Ye. A. Kenzhin // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – Vol. 78. – No. 10. – P. 1–12.
85. I. Tazhibayeva, V. Baklanov, Yu. Ponkratov, Kh. Abdullin, M. Skakov, T. Kulsartov, Yu. Gordienko, Zh. Zaurbekova, I. Lublinskiy, A. Vertkov. Development of Technology for Fabrication of Lithium CPS on Basis of Carboxylic Fabric Coated with Carbon Nanotubes. Book of Abstracts of

- 4th International Symposium on Lithium Application to Fusion, 28-30 September, Granada, Spain. P. 37.
86. Ponkratov, Yu. Determination of tritium generation and release parameters at lithium CPS under neutron irradiation / Yu. Ponkratov, Zh. Zaurbekova, V. Baklanov, T. Kulsartov, I. Tazhibayeva, N. Barsukov, Yu. Gordienko, Ye. Tulubayev, Y. Chikhray // *Fusion Engineering and Design.*— 2016. (doi:10.1016/j.fusengdes.2016.03.054).
87. Zaurbekova, Zh.A. Investigation of hydrogen isotopes interaction processes with lithium under neutron irradiation Zh.A. Zaurbekova, I.L. Tazhibayeva, Yu.V. Ponkratov, T.V. Kulsartov, V.V. Baklanov, N.I. Barsukov, Yu.N. Gordienko, Ye.Yu. Tulubayev, Ye.V. Chikhray. // *Fusion Engineering and Design.*— 2016. (doi:10.1016/j.fusengdes.2016.03.062).
88. Kulsartov, T.V. In-pile tritium permeation through F82H steel with and without a ceramic coating of Cr₂O₃-SiO₂ including CrPO₄ / T.V. Kulsartov, E.A. Kenzhin, V.P. Shestakov // *Fusion Engineering and Design.* – 2007. – Vol. 82, Issues 15-24. – P. 2246-2251.
89. Tazhibaeva, I.L. Hydrogen permeation through steels and alloys with different protective coatings. *Fusion Engineering and Design.* – 2000. – Issues 51-52. – P. 199-205.
90. Kulsartov, T.V. Investigation of hydrogen isotope permeation through F82H steel with and without a ceramic coating of Cr₂O₃-SiO₂ including CrPO₄ (out-of-pile tests) / E.A. Kenzhin, T.V. Kulsartov, Y.V. Chikhray // *Fusion Engineering and Design.* – 2006. – Vol. 81, Issues 1-7. – P. 701-705.
91. Kulsartov, T.V. Investigation of hydrogen permeability through copper alloy CuCr1Zr0.1 and duplex structure Be-Cu. *Fusion Technology*, 1998, V. 34, Issue 3, P. 919-923.
92. Гордиенко, Ю.Н. Исследование процессов проникновения дейтерия сквозь медь в условиях реакторного излучения / Ю.Н. Гордиенко, Н.И. Барсуков, Ю.В. Понкратов, Т.В. Кульсартов [и др.] // *Ядерная и радиационная физика: Доклады VII межд. конф., Алматы, 08-11 сентября 2009.* – Алматы: НЯЦ РК, 2010. – С. 221-226.
93. Тулубаев, Е.Ю. Исследование влияния реакторного излучения на скорость проникновения водорода сквозь медь / Е.Ю. Тулубаев, Т.В. Кульсартов, Ж.А. Заурбекова // *Вестник НЯЦ РК.* – 2010. – Выпуск № 4. – С. 89-95.
94. Garner F.A. Irradiation Performance of Cladding and Structural Steels in Liquid Metal Reactors // *Materials Science and Technology: A Comprehensive Treatment.*— 1994.— V. 10.— P. 419-543.
95. Мелихов В.Д., Скаков М.К. Радиационно-иницированные превращения интерметаллидов.— Издательство «Фылым».— Алматы, 1996.— 327 с.
96. Скаков М.К., Петров В.А., Мукажанов Е.Б., Ахметжанов Б.К. Влияние температуры закалки и времени выдержки на фазово-структурное состояние пружинного сплава Cr-Ni // *Вопросы материаловедения.*— 2006.— №4 (48).— С.13-18.
97. Суминов И.В., Белкин П.Н., Эпельфельд А.В. [и др.] Плазменно-электролитическое модифицирование поверхности металлов и сплавов.— Москва: Техносфера, 2011.— 464 с.

98. Skakov M., Rakhadilov B., Scheffler M., Batyrbekov E. Microstructure and tribological properties of electrolytic plasma nitrided high-speed steel // *Materials testing*. – 2015.– Vol. 57.– P.360-364.
99. Скаков М.К., Ерыгина Л.А., Батырбеков Э.Г. Влияние режимов электролитно-плазменного азотирования на структурно-фазовый состав и механические свойства поверхностных слоев стали 34ХН1М.– *Вестник КазНТУ*.- 2015 – Вып. № 5. – С. 403-411.
100. Ерыгина Л.А., Скаков М.К. Нитроцементация конструкционной стали электролитной плазмой.– *Вестник КазНТУ*.- 2015 – Вып. № 5. – С. 391-397.
101. Скаков М.К., Котов В.М., Ерыгина Л.А. Исследование свойств конструкционной стали после электролитно-плазменной обработки // *Вестник НЯЦ РК*.– 2014.– Вып. 3.– С. 47-53.
102. Дураджи В.Н. Химико-термическая обработка металлов с нагревом в электролитной плазме // *Технологии обработки поверхности*.– 2010.– №6(69). –С. 59-61.
103. Parfenov E.V., Yerokhin A., Nevyantseva R.R., Gorbatkov M.V., Liang C.-J., Matthews A. Towards Smart Electrolytic Plasma Technologies: An Overview of Methodological Approaches to Process Modelling // *Surface & Coatings Technology*.– 2015.– Vol. 269.– P. 2-22.
104. Скаков М.К., Зарва Д.Б., Гулькин А.В., Рахадиллов Б.К. Инновационный патент №29978 на изобретение «Установка электролитно-плазменной обработки» от 15.06.2015, бюл. №6.
105. Скаков М.К., Парунин С.В., Кылышканов М.К., Сапатаев Е.Е., Смирнов В.В. Инновационный патент №25668 на изобретение «Способ упрочнения низкоуглеродистых сталей» от 16.04.2012 г, бюл. №4.
106. Скаков М.К., Котов В.М., Ерыгина Л.А. Инновационный патент №29976 на изобретение «Способ упрочнения поверхностного слоя деталей из конструкционной стали» от 15.06.2015 г, бюл. №6.
107. Скаков М.К., Баятанова Л.Б., Сапатаев Е.Е., Рахадиллов Б.К., Курбанбеков Ш.Р. Инновационный патент №26917 на изобретение «Способ упрочнения поверхности подшипниковой дорожки бурового инструмента» от 15.05.2013 г, бюл. №5.
108. Скаков М.К., Рахадиллов Б.К. Инновационный патент №27058 на изобретение «Способ поверхностного упрочнения стальных деталей» от 14.06.2013 г, бюл. №6.
109. Скаков М.К., Курбанбеков Ш.Р., Заманбекұлы Е. Инновационный патент №27171 на изобретение «Способ электролитно-плазменной цементации деталей из нержавеющей стали» от 15.07.2013 г, бюл. №7.
110. Скаков М.К., Жилкашинова А.М., Журерова Л.Г., Сапатаев Е.Е., Рахадиллов Б.К., Курбанбеков Ш.Р., Баятанова Л.Б., Уазырханова Г.К. Инновационный патент №27501 на изобретение «Способ электролитно-плазменного упрочнения деталей и устройство для его осуществления» от 15.10.2013 г, бюл. №10.
111. Сапатаев Е.Е., Скаков М.К., Батырбеков Э.Г. Влияние гидродинамических характеристик электролита на распределение температуры обрабатываемой поверхности стальной детали при электролитном нагреве // *Вестник КазНТУ*.- 2015 – Вып. № 2. – С. 349-355.

112. Скаков М.К., Курбанбеков Ш.Р. Влияние электролитно-плазменной цементации на фазово-структурное состояние и механические свойства поверхности стали 12Х18Н10Т // Вестник КазНТУ.– 2012 – Вып. № 4. – С. 197-201.
113. Skakov M., Scheffler M., Kurbanbekov Sh. Influence of Regimes electrolytic Plasma Cementation on the Mechanical Properties of Steel 12Cr18Ni10Ti // Key Engineering Materials.– 2013.– Vol. 531-532.– P. 173-177.
114. Skakov M.K., Bayatanova L.B., Scheffler M. Changes of Structural-Phase Condition In 18CrNi3MoA-Sh Steel After Elektrolyte-Plasma Processing // Advanced Materials Research.– 2013.– Vol. 601.– P.74-78.
115. Skakov M.K. Investigating the influence of electrolytic-plasma processing on structure and wear resistance of the chisel tool steel // 3-th European conference on Tribology ECOTRIB 2011, Viena, 2011.– P. 257-260.
116. Скаков М.К. Разработка и исследование технологии электролитно-плазменного упрочнения материала бурового инструмента // Материалы 14-ой Международной научно-практической конференции «Технологии упрочнения, нанесения покрытий и ремонта: теория и практика», СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2012.– С. 134-138.
117. Skakov M.K., Bayatanova L., Scheffler M. The drilling tool electrolyte-plasma material hardening technology planning and research // VOLUME II The 7th International Forum on Strategic Technology «IFOST2012».– Tomsk, 2012. P. 198-201.
118. Баятанова Л.Б., Сапатаев Е.Е., Тлеукенов Е.О. Упрочнение поверхности подшипниковой дорожки бурового инструмента электролитно-плазменной обработкой // Материалы III Международной научно-практической конференции с элементами научной школы для молодых ученых «Инновационные технологии и экономика в машиностроении», ЮТИ ТПУ, Юрга, 2012.– С. 133-136.
119. Скаков М.К., Журерова Л.Г., Ерыгина Л.А. Моделирование формирования парогазовой оболочки в процессах катодного нагрева конструкционных сталей // Вестник ВКГТУ им. Д.Серикбаева.– Вычислительные технологии.– 2013.– Ч.3.– С. 169-175.
120. Скаков М.К., Журерова Л.Г. Изменения микроструктуры и микротвердости поверхностных слоев стали 30ХГСА, модифицированных электролитно-плазменной цементацией // Материалы 15-ой Международной научно-практической конференции «Технологии упрочнения, нанесения покрытий и ремонта: теория и практика», СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2013. – С. 259-263.
121. Скаков М.К., Курбанбеков Ш.Р. Упрочнение стали 12Х18Н10Т электролитно-плазменной нитроцементацией и азотированием // Материалы 15-ой Международной научно-практической конференции «Технологии упрочнения, нанесения покрытий и ремонта: теория и практика», СПб.: Изд-во Политехн. ун-та., 2013. – С. 255-258.
122. Skakov M., Scheffler M., Naltaev A., Kurbanbekov Sh. Modification of Stainless Steels Surface Layers by Nitriding and Carbonitriding // Advanced Materials Research. – 2013. – Vols. 712-715.– 12-16.
123. Скаков М.К., Курбанбеков Ш.Р. Исследование коррозионной стойкости и фазового состава поверхностных слоев стали 12Х18Н10Т после

- плазменной нитроцементации и азотирования // Вестник КазНТУ им К.И. Сатпаева. – 2013. – №4 (98). – С.115-120.
124. Skakov M., Sheffler M., Kurbanbekov Sh. Influence of Plasma Carbonitriding and Nitriding on the Phase Composition and Mechanical Properties of the 12Cr18Ni10Ti Stainless Steel // Materials testing. – 2013 Vol. – 55.– P.852-855.
125. Скаков М.К., Баятанова Л.Б. Формирование упрочненных поверхностных слоев стали 18ХНЗМА-Ш методом электролитно-плазменного азотирования // Материалы X Международной конференции «Перспективные технологии, оборудование и аналитические системы для материаловедения и наноматериалов», КазНУ им. Аль-Фараби, Алматы, 2013.– С. 333-339.
126. Скаков М.К., Баятанова Л.Б. Структурно - фазовое состояние и трибологические свойства низкоуглеродистой стали, подвергнутой электролитно-плазменной обработке азотированием // Вестник ВКГТУ им.Д.Серикбаева. - 2014. - № 2. - С. 57-63.
127. Скаков М.К., Журерова Л.Г. Структура и свойства поверхностных слоев стали 30ХГСА после электролитно-плазменного азотирования // Материалы X Международной конференции «Перспективные технологии, оборудование и аналитические системы для материаловедения и наноматериалов», КазНУ им. Аль-Фараби, Алматы, 2013. – С. 362-366.
128. Скаков М.К., Батырбеков Э.Г., Шеффлер М., Ерыгина Л.А. Структура и свойства поверхностных слоев стали 34ХН1М после азотирования в электролитной плазме // Материалы 17-ой Международной научно-практической конференции «Технологии упрочнения, нанесения покрытий и ремонта: теория и практика», СПб.: Изд-во Политехн. ун-та, 2015.– С. 434-439.
129. Skakov M., Yerygina L., Scheffler M. Impact of Electrolytic-Plasma Nitriding on 34CrNi1Mo Steel Surface Layer Properties // Applied Mechanics and Materials.– 2015.– Vol. 698.– P. 439-443.
130. Рахадиллов Б.К., Скаков М.К. Оборудование и технология электролитно-плазменного азотирования режущего инструмента // Материалы X Международной конференции «Перспективные технологии, оборудование и аналитические системы для материаловедения и наноматериалов», КазНУ им. Аль-Фараби, Алматы, 2013.– С.291-297.
131. Рахадиллов Б.К., Гречаник А.А., Ескермесов Д.К. Ресурсосберегающая технология обработки в рабочей поверхности режущего инструмента // Сборник трудов III Международной научно-практической конференции с элементами научной школы для молодых ученых, Томск, 2012.– Т.1.– С.299-302.
132. Rakhadilov B.K., Skakov M.K., Sheffler M. Electrolyteplasma nitriding of high speed steel // Applied Mechanics and Materials.– 2013.– Vol.379.– P.161-166.
133. M. Skakov, Ye. Sapatayev, M. Scheffler Influence Nitriding in the Electrolytic Plasma on the Tribological Properties of Low-alloy 40Cr Steel // Advanced Materials Research.– 2013.– Vols. 785-786.– P. 848-851.
134. Skakov M., Sapatayev Ye. Microstructure and microhardness changes of 40Cr steel after treatment in the electrolytic plasma // Applied Mechanics and Materials.– 2013.– Vol. 379.– 119-123.

135. Скаков М.К., Баятанова Л.Б., Попова Н.А. ПЭМ-исследования структуры и фазового состава стали 18ХНЗМА-Ш после воздействия электролитной плазмой // Вестник КазНТУ.– 2012.– №3 (91).– С. 81-87.
136. M. Skakov, L. Bayatanova, M. Scheffler. Effect of Electrolytic-plasma Carbonitriding on Structure and Microhardness of 18CrNi3Mo Low Carbon Steel // Applied Mechanics and Materials.— 2013.– V. 379.– P. 101-104.
137. Скаков М.К., Журерова Л.Г. Инновационный патент № 26920 на изобретение «Способ обработки деталей из легированной стали» от 15.05.2013 г., бюл. №5.
138. Skakov M., Zhurerova L., Scheffler M. Way of Hardening Surface Coating of Details from Steel 30CrMnSi in Electrolytic Plasma // Key Engineering Materials.– 2013.– Vol.531-532.– P. 178-181.
139. Skakov M.K., Bayatanova L.B., Scheffler M. Surface Hardening of 18CrNi3MoA-SH Steel with Heating in Electrolytic Plasma // Key Engineering Materials. – 2013. – V. 531-532. – P. 242-245.
140. Скаков М.К., Батырбеков Э.Г., Курбанбеков Ш.Р. ПЭМ-исследования субструктуры и фазового состава поверхностных модифицированных слоев нержавеющей стали 12Х18Н10Т // Вестник КазНТУ им К.И. Сатпаева. – 2014. – №4 (104). – С. 395-401.
141. Скаков М.К., Батырбеков Э.Г., Сапатаев Е.Е. Изменения структурно-фазового состояния и свойств поверхности Стали 40х после обработки в электролитной плазме // Вестник НЯЦ РК. – 2014. – №3. – С. 79-86.
142. Скаков М.К., Рахадиллов Б.К., Батырбеков Э.Г., Шеффлер М., Манапбаева А.Б., Аяпбергенова Г.Т., Карипбаева Г.С. Влияние режимов электролитно-плазменного азотирования на структурно-фазовое состояние и износостойкость стали Р6М5 // Вестник КазНТУ, -2014. - № 3 (103) - С. 65-71.
143. Скаков М.К., Баятанова Л.Б., Попова Н.А. Воздействие электролитно-плазменной нитроцементации на структуру и фазовый состав стали 18ХНЗМА-Ш // Материалы научного семинара с международным участием, посвященного юбилею Заслуженного профессора ТГАСУ Э.В. Козлова, Томск, Россия. - 2014. - Стр.15-20.
144. Шадрин С.Ю., Белкин П.Н. // Электронная обработка материалов. 2002. № 3. - С. 24-30.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

ИАЭ РГП НЯЦ РК является подразделением РГП НЯЦ РК – главного разработчика и одного из основных исполнителей программы «Развитие атомной отрасли в Республике Казахстан на 2011-2014 годы с перспективой расширения до 2020 года». Эта Программа является документом, на базе которого сформулированы миссия, стратегические цели и направления деятельности РГП НЯЦ РК, которым также следует филиал ИАЭ, выполняя научно-исследовательские и технологические работы, связанные со спецификой деятельности Института, такие как:

- научно-техническая поддержка работ по развитию атомной энергетики в Казахстане;
- обеспечение ядерной, радиационной и промышленной безопасности объектов атомной отрасли;
- развитие научно-экспериментальной базы для прикладных исследований и технологической инфраструктуры в атомной сфере;
- ликвидация радиационно-опасных ситуаций в местах техногенной деятельности;
- поддержка режима нераспространения;
- подготовка кадров для атомной отрасли.

Основным направлением деятельности Института является научно-техническая поддержка работ по развитию атомной энергетики в Казахстане. Работы ИАЭ НЯЦ РК в обоснование безопасности объектов ядерной и термоядерной энергетики охватывают широкий спектр экспериментальных исследований, выполняемых на высоком профессиональном и техническом уровне, соответствующем мировому уровню исследований. Некоторые из выполняемых исследований проводятся впервые в мире и с привлечением зарубежных партнеров.

За прошедшее двадцатилетие сотрудниками ИАЭ НЯЦ РК совместно с японскими коллегами были выполнены экспериментальные исследования процессов, характерных для «тяжёлой» аварии водо-водяного энергетического реактора с плавлением его активной зоны, выполнены и продолжаются эксперименты по проблеме исключения повторной критичности при постулированной аварии с плавлением активной зоны реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Завершены эксперименты по изучению возможности использования жаростойких материалов для защиты бетонного основания шахты реактора от воздействия кориума, а также исследования в обоснование создания конструкций по переработке застывших фрагментов расплава активной зоны аварийных реакторов АЭС Фукусима-1. Начинаются исследования в рамках программы французского Комиссариата по атомной энергии и альтернативным источникам (СЕА) по строительству прототипного реактора на быстрых нейтронах Поколения IV с натриевым теплоносителем ASTRID в обоснование способности конструкции его активной зоны смягчать последствия тяжелой аварии реактора с плавлением топлива, планируются работы по обоснованию безопасности реактора MYRRHA в тяжелых авариях.

Выполненные и планируемые исследования направлены на подтверждение эффективности технологий управления аварийными процессами, работоспособности существующих и предлагаемых конструкций активных зон реакторов и АЭС, предназначенных для смягчения и локализации последствий «тяжелой» аварии.

Начавшись с исследований в обоснование безопасности атомной энергетики, деятельность Института охватывает ныне все больший круг проблем в области развития атомной энергетики. Совместно с ЯАРС разработаны требования эксплуатирующих организаций к проекту Казахстанской АЭС, проведены технико-экономические исследования в обоснование строительства АЭС в Республике Казахстан. Планируется актуализация результатов этих исследований в связи с возможным сооружением в стране первых АЭС.

С выбором места строительства и последующим сооружением АЭС в Казахстане не заканчиваются все вопросы, связанные с созданием и развитием в стране атомной энергетики. Необходимо с учетом тенденций развития мировой атомной энергетики разработать долгосрочную стратегию развития атомной энергетики в РК, выполнять исследования в области развития инновационных ядерно-энергетических технологий реакторов поколения IV, развивать научную и технологическую инфраструктуру Института для выполнения работ по проектированию и экспертизе проектов объектов атомной энергетики, для выполнения исследований и испытаний в обоснование работоспособности материалов и реакторных конструкций, продолжать исследования в обоснование безопасности объектов атомной энергетики.

В этой связи представляется важным решение в рамках направления «Развитие научно-экспериментальной базы для прикладных исследований и технологической инфраструктуры в атомной сфере» таких задач, как модернизация исследовательских ядерных реакторов, стендов и установок ИАЭ НЯЦ РК, строительство новых объектов, включая создание Республиканского центра по переработке и долговременному хранению РАО и ИИИ, возможное сооружение в Курчатове современной промышленной АЭС или опытно-промышленной АЭС ММ с инновационным реактором, оснащение научных отделов современным оборудованием, так как без этого, даже обладая уникальными исследовательскими установками, включая будущий токамак КТМ, невозможно качественно провести полный цикл экспериментальных исследований по тематикам ИАЭ, получить конкурентоспособные результаты. В рамках данного направления представляется важным завершить сооружение токамака КТМ и провести его физический пуск в 2017 году.

Важным направлением деятельности ИАЭ НЯЦ РК является обеспечение ядерной, радиационной и промышленной безопасности комплексов исследовательских реакторов КИР «Байкал-1» и КИР ИГР, радиационных и электрофизических установок ИАЭ НЯЦ РК. От ее грамотного решения зависят практически большинство исследовательских программ, выполняемых в институте и, собственно сам имидж Института.

В рамках природоохранной деятельности перспективным для Института является выполнение работ по ликвидации радиационно-опасных

ситуаций в местах техногенной деятельности, решение задач по реабилитации зараженных территорий, обращению с РАО и ИИИ.

ИАЭ НЯЦ РК выполняет работы в поддержку режима нераспространения – это, прежде всего, работы по снижению обогащения активных зон исследовательских реакторов ИВГ.1М и ИГР и обеспечение физической защиты и охраны стратегических объектов атомной отрасли.

Для удовлетворения потребностей атомной отрасли и собственно ИАЭ РГП НЯЦ РК в квалифицированных специалистах в Институте существует система подготовки и переподготовки инженерно-технических и научных кадров, созданы условия для обучения сотрудников ИАЭ в магистратуре и докторантуре PhD высших учебных заведений. В планах мероприятий ИАЭ НЯЦ РК предусматривает создание в отдаленной перспективе тренажерного центра профессиональной подготовки, переподготовки и аттестации персонала для управления и эксплуатации АЭС.

Выполнение вышеуказанных планов деятельности и мероприятий обеспечит научно-техническую поддержку работ по развитию и безопасности атомной энергетики в Казахстане (оптимальное развитие атомной энергетики в стране, создание инфраструктуры для развития атомной энергетики, решение задач радиоэкологии и нераспространения, подготовки кадров для атомной отрасли и, собственно, развитие науки и технологий в атомной сфере).

Авторы книги выражают свою благодарность следующим сотрудникам филиала ИАЭ НЯЦ РК, принимавших участие в подготовке материалов и отдельных разделов для этой книги: Алейникову Ю.В., Бакланову В.В., Васильеву Ю.С., Витюку В.А., Вуриму А.Д., Гайдайчук В.А., Гныре В.С., Гордиенко Ю.Н., Деряво И.И., Ерыгиной Л.А., Заурбековой Ж.А., Зувеву В.А., Колодешникову А.А., Коровикову А.Г., Котову В.М., Кульсартову Т.В., Курбанбекову Ш.Р., Левину А.Г., Понкратову Ю.В., Поспелову В.А., Пахницу А.В., Пятовой З.И., Тажибаевой И.Л., Туленбергенову Т.Р., Шаповалову Г.В., Яковлеву В.В., а также Трущенко Т.Е. за техническую редакцию книги.

СОДЕРЖАНИЕ

Введение	3
Глава 1. Экспериментальная база и ее модификация	9
1.1 Реакторные комплексы. История создания и современное состояние	9
1.1.1 Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1».....	12
1.1.2 Комплекс исследовательского реактора ИГР	15
1.1.3 Основные научно-исследовательские работы, выполненные на реакторных комплексах НЯЦ РК.....	16
1.1.4 Нереакторные экспериментальные стенды и установки	18
1.2 Материаловедческий комплекс	19
1.2.1 Лаборатория термических испытаний материалов.....	20
1.2.2 Лаборатория испытаний конструкционных и топливных материалов	23
1.2.3 Лаборатория внутриканальных испытаний	32
1.3 Казахстанский материаловедческий токамак КТМ	35
1.3.1 Основные понятия и общие сведения о токамаках	35
1.3.2 Идея создания токамака КТМ и требования по выбору параметров. Основные параметры установки.....	37
1.3.3 Основные системы токамака КТМ.....	40
1.3.4 Рабочий цикл токамака КТМ.....	49
1.3.5 Статус реализации проекта КТМ	51
1.3.6 Программа научных исследований на токамаке КТМ.....	54
1.3.7 Международное сотрудничество	58
1.3.8 Значение проекта КТМ для Республики Казахстан	60
Глава 2. Обзор основных работ по совершенствованию инфраструктуры СИП	65
2.1 Прием и хранение радиоактивных отходов и источников ионизирующего излучения	65
2.2 Опыт хранения отработавшего топлива реактора ИГР	70
2.2.1 Общие сведения о хранилище отработавшего топлива реактора ИГР.....	70
2.2.2 Состояние деталей и материалов хранилища.....	73
2.2.3 Радиационная обстановка в хранилище и на прилегающей территории.....	77
2.3 Опыт транспортировки и хранения ОЯТ реактора БН-350	78
2.4 Центр транспортного контроля перевозок радиоактивных материалов	86

2.5 Вывоз высокообогащенного топлива реакторов РГП НЯЦ РК ...	91
2.6 Оценка возможности конверсии реакторов РГП НЯЦ РК на низкообогащенный уран	100
2.6.1 Ход выполнения работ	102
2.6.2 Основные этапы выполнения работ по конверсии реакторов РГП НЯЦ РК	103
2.6.3 Проведение исследований и анализ результатов. Положительные и отрицательные последствия конверсии.....	104
2.7 Поддержка режима нераспространения ядерных материалов	113
2.7.1 Идентификация топливных деталей реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА.....	114
2.7.2 Идентификация топливных деталей реактора ИВГ.1М	130
2.7.3 Идентификация топливных деталей реактора ИГР.....	136
2.8 Исследования в поддержку создания и эксплуатации токамака КТМ.....	138
2.9 Изучение возможности использования газодинамического метода для изменения плотности плазмы	149
Глава 3. Исследования в обоснование дальнейшего развития реакторных комплексов ИАЭ НЯЦ РК.....	165
3.1 Исследования прямого преобразования ядерной энергии в энергию оптического излучения	165
3.1.1 Реакторные эксперименты по исследованию спектров люминесценции газовых смесей	167
3.2 Исследования элементного состава материалов ядерной техники с помощью нейтронно-активационного анализа	180
3.3 Конвертер тепловых нейтронов в термоядерные	187
3.3.1 Определение параметров и технических характеристик конвертера тепловых нейтронов в термоядерные нейтроны на базе ФКЭ реактора ИВГ.1М	189
3.3.2 Нейтронно-физические расчеты различных схем облучения дейтерида лития	198
3.3.3 Результаты расчетов по оценке изменения спектра нейтронов в центре АЗ реактора при наличии конвертера и без него	207
3.4 Проект вывода реактора РА из эксплуатации	215
3.5 Техничко-экономические исследования по утилизации топлива БН-350	222
3.5.1 Переработка и утилизация ОЯТ БН-350 в РФ	225
3.5.2 Захоронение ОЯТ БН-350 в ПЗРО шахтного типа	227
3.5.3 Захоронение ОЯТ БН-350 в ПЗРО в глубоких скважинах	230

3.6 Технико-экономическое обоснование создания Республиканского центра по переработке и длительному хранению РАО и ИИИ	232
3.7 Проблема модернизации реакторов РГП НЯЦ РК	244
3.7.1 Текущая и перспективная востребованность исследовательских реакторов	245
3.7.2 Инвестиционный проект «Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан»	252
3.8 Модернизация информационно-измерительных систем реактора ИВГ.1М	264
3.8.1 История развития ИИС	265
3.8.2 Анализ действующей ИИС.....	270
3.8.3 Комплекс технических и программных средств.....	271
3.8.4 Результаты первого этапа модернизации	274
3.9 Технико-экономические исследования по строительству энергоблока ВТГР	279
3.10 Разработка технологии тепловых энергетических реакторов с высоким воспроизводством делящихся веществ	285
Глава 4. Исследования процессов и последствий аварий на АЭС	301
4.1 Предпосылки для изучения процессов сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов и краткий обзор проектов	301
4.2 Моделирование взаимодействия кориума легководного реактора с водой в реакторе ИГР	306
4.2.1 Условия проведения экспериментов.....	307
4.2.2 Результаты экспериментов.....	309
4.2.3 Макроструктура фрагментов.....	311
4.2.4 Микроструктура и состав фрагментов	313
4.2.5 Заключение	320
4.3 Изучение процессов тяжелых аварий реакторных установок	320
4.3.1 Проект COTELS	320
4.3.2 Проект INVECOR	341
4.4 Исследование условий и устройств, исключаящих возникновение повторной критичности при тяжелых авариях быстрых реакторов, охлаждаемых натрием.....	357
4.4.1 Внутриреакторные эксперименты.....	358
4.4.2 Вне реакторные исследования	373
4.5 Исследования тяжелых аварий на реакторах ASTRID и MYRRHA	392
4.5.1 Проект SAIGA.....	392
4.5.2 Проект MYRRHA	399

Глава 5. Исследования материалов ядерных и термоядерных реакторов	410
5.1 Коррозионная и радиационная стойкость конструкционных и топливных материалов реакторов	410
5.1.1 Коррозионная стойкость материалов реактора ИВГ.1М	410
5.1.2 Радиационная стойкость материалов реактора ИВГ.1М.....	430
5.1.3 Коррозионная стойкость материалов реактора ИГР.....	434
5.2 Исследование воздействия сильнооточного пучка электронов на материал защиты первой стенки ИТЭР	442
5.3 Исследование влияния плазмы на кандидатные материалы ТЯР ...	460
5.3.1 Имитационный стенд с плазменно-пучковой установкой	461
5.3.2 Методики исследования параметров плазменно-пучкового разряда и материаловедческих исследований.....	463
5.3.3 Методика исследования взаимодействия плазмы с материалами и выбор режимов плазменно-пучкового воздействия	466
5.3.4 Эксперименты по моделированию радиационных повреждений под воздействием плазмы	467
5.4 Взаимодействие изотопов водорода с конструкционными и функциональными материалами ядерных и термоядерных установок	473
5.4.1 Методы проведения исследований	474
5.4.2 Экспериментальные установки для проведения исследований ..	481
5.4.3 Реакторные облучательные устройства для проведения экспериментов	491
5.4.4 Особенности методики проведения исследований взаимодействия изотопов водорода с конструкционными и функциональными материалами при облучении на реакторе ИВГ.1М	495
5.4.5 Основные результаты, полученные в исследованиях	495
5.5 Технология получения конструкционных материалов с улучшенными эксплуатационными свойствами	500
5.6 Исследования структуры, состава и свойств получаемых материалов	507
5.6.1 Влияние электролитно-плазменной цементации на структуру и фазовый состав конструкционной стали	510
5.6.2 Влияние электролитно-плазменного азотирования на структуру и фазовый состав стали	521
5.6.3 Влияние электролитно-плазменной нитроцементации на структуру и фазовый состав стали	531
5.6.4 Влияние электролитно-плазменной обработки на механические свойства поверхностного слоя стали.....	549
Заключение.....	589
