



ИРМ
РОСАТОМ

Адрес: а/я 29, г. Заречный, Свердловская обл., 624250
Тел.: +7 (34377) 3 50 01
Факс: +7 (34377) 7 33 46
E-mail: irm@irmatom.ru
www.irm-atom.ru

НАУЧНЫЙ ГОДОВОЙ ОТЧЕТ

Об основных исследовательских работах, выполненных в 2023 году

г. Заречный, 2024

НАУЧНЫЙ
ГОДОВОЙ
ОТЧЕТ
АО «ИРМ»

2023

РЕЗУЛЬТАТЫ
ДОСТИЖЕНИЯ
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ

УДК: 620.18

ГРНТИ: 58.33.09

Научный годовой отчет акционерного общества «Институт реакторных материалов» (отчет об основных научно-исследовательских работах, выполненных обществом в 2023г.) — Заречный, АО «ИРМ», 2024. — 100 с.

Отчет содержит информацию о выполненных в 2023 году исследованиях и результатах работы по основным направлениям научно-технической деятельности АО «ИРМ», включая:

- - результаты реакторных испытаний топливных и конструкционных материалов;
- - результаты материаловедческих исследований топливных, конструкционных и функциональных материалов, используемых в активных зонах реакторов на быстрых и тепловых нейтронах;
- - результаты исследований элементов конструкций реакторных установок после длительной эксплуатации в действующих энергетических реакторах, а также опытных образцов конструкций активных зон инновационных реакторных установок после эксплуатации в испытательных стендах ИР ИВВ-2М в условиях, моделирующих реальные режимы эксплуатации.

В отчете также представлены итоги издательской деятельности, участия научных сотрудников в работе семинаров, конференциях, выставках, отражено взаимодействие с партнерами научных учреждений УрО РАН, ВУЗов.

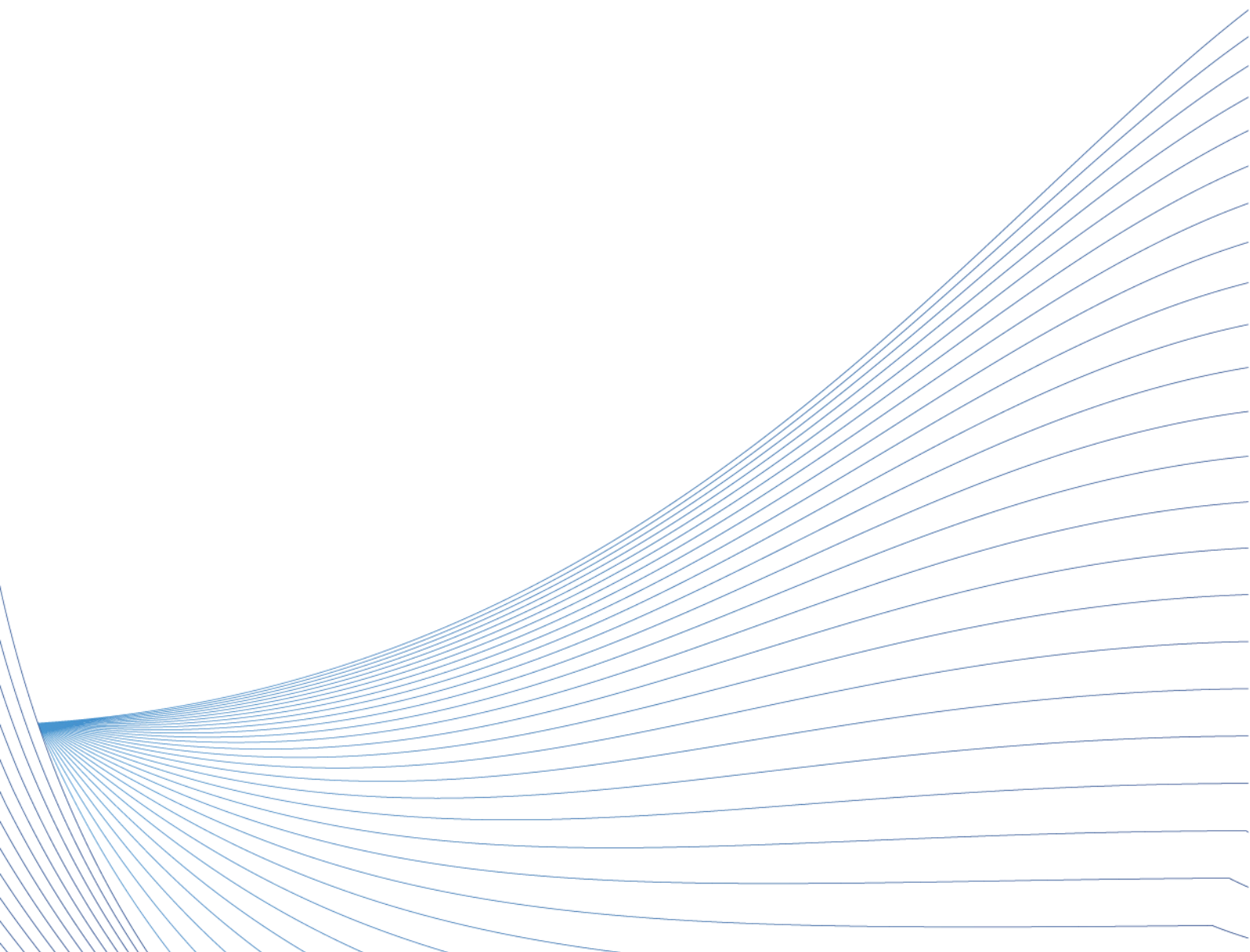
Отчет предназначен для сотрудников научно-исследовательских организаций, конструкторских бюро, предприятий атомной промышленности и студентов соответствующих специальностей.

СОДЕРЖАНИЕ

ПРЕДИСЛОВИЕ	5
ОБ ИНСТИТУТЕ	7
КРАТКАЯ ИСТОРИЯ АО «ИРМ»	8
Панков Е.Н. – Создатель и руководитель лаборатории нейтронно-активационного анализа.....	9
ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И РОЛЬ ИНСТИТУТА В НАУЧНОМ СООБЩЕСТВЕ ГОСКОРПОРАЦИИ «РОСАТОМ»	11
ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ	12
ОБНОВЛЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ.....	13
РЕЗУЛЬТАТЫ	18
ИССЛЕДОВАНИЕ НОВЫХ МАТЕРИАЛОВ, ПОЛУЧЕННЫХ ПО АДДИТИВНОЙ ТЕХНОЛОГИИ	19
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ СТАЛЕЙ И ОБРАЗУЮЩИХСЯ ОКСИДНЫХ ПЛЕНОК С ТЖМТ, КОНСТАНТА СКОРОСТИ ОБРАЗОВАНИЯ ОКСИДНОЙ ПЛЕНКИ И РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ УТОНЕНИЯ СТАЛИ. .	19
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ХАРАКТЕРИСТИК ОСТЕКЛОВАННЫХ ВАО ФГУП «ПО «МАЯК».....	23
ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ НА МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СПЛАВОВ АЛЮМИНИЯ СИСТЕМЫ AL-MG-Si .	25
ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ СВОЙСТВ АЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА САВ-1 ПОСЛЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ ИВВ-2М	32
ОЦЕНКА ТЕКУЩЕГО КОРРОЗИОННОГО СОСТОЯНИЯ И ПРОГНОЗА НА ПЕРСПЕКТИВУ МАТЕРИАЛА ОПОРНОЙ РЕШЕТКИ РЕАКТОРЕ ИВВ-2М АЛЮМИНИЕВОГО СПЛАВА САВ1Т	35
РЕАКТОРНЫЕ КОРРОЗИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ АУСТЕНИТНОЙ ХРОМОНИКЕЛЕВОЙ СТАЛИ ЭП302-Ш В СВИНЦЕ, СОДЕРЖАЩЕМ КИСЛОРОД.....	37
АКТУАЛИЗАЦИЯ ФИЗИЧЕСКОЙ И МАТЕМАТИЧЕСКОЙ РАБОТЫ АВТОНОМНЫХ РАДИОИЗОТОПНЫХ ИСТОЧНИКОВ ПИТАНИЯ КОНДЕНСАТОРНОГО ТИПА С ЖИДКИМ ЭЛЕКТРОЛИТОМ.....	40
АНАЛИЗ ПРОБЛЕМ И ВЫБОР АКТУАЛЬНЫХ НАПРАВЛЕНИЙ ИССЛЕДОВАНИЙ КОРРОЗИИ ЦИРКОНИЕВЫХ СПЛАВОВ, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ В ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРАХ РФ С ВОДНЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ.	46
ОЦЕНКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ЦИРКОНИЕВЫХ ЧАСТЕЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛОВ РЕАКТОРА ИВВ-2М В ОБОСНОВАНИЕ ПРОДЛЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ	48
РЕЗУЛЬТАТЫ КОРРОЗИОННЫХ ИСПЫТАНИЙ АУСТЕНИТНОЙ ХРОМОНИКЕЛЕВОЙ СТАЛИ ЭП302-Ш В СВИНЦЕ, СОДЕРЖАЩЕМ КИСЛОРОД.....	53

ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТЕОРЕТИЧЕСКИХ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ МЕТОДОВ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ АТОМНОГО ПЕРЕРАСПРЕДЕЛЕНИЯ В КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛАХ ДЛЯ СОГЛАСОВАННОГО ОПИСАНИЯ РАЗЛИЧНЫХ РАДИАЦИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫХ ПРОЦЕССОВ .	59
ДОРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ УГЛЕРОДНЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ АЭС.....	60
ПОСЛЕРЕАКТОРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ И ТОПЛИВА РЕАКТОРОВ БН ПРИ ТЕКУЩЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ, А ТАКЖЕ ПРИ ПОИСКЕ ПУТЕЙ ПОВЫШЕНИЯ ИХ РЕСУРСА.....	61
РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТОПЛИВНОГО КАНАЛА РБМК-1000, ВЫПОЛНЕННЫХ В 2023 ГОДУ	64
ДОСТИЖЕНИЯ.....	66
СТАТИСТИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ ПО НАУКЕ	67
ПРОЧИЕ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ДОСТИЖЕНИЯ	72
ИТОГИ ИЗДАТЕЛЬСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ (КНИГИ, МОНОГРАФИИ, СБОРНИКИ НАУЧНЫХ ТРУДОВ).....	73
НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ МЕРОПРИЯТИЯ.....	77
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ	79
УЧАСТИЕ В ФЕДЕРАЛЬНЫХ И ОТРАСЛЕВЫХ ПРОГРАММАХ, ПОЛУЧЕНИЕ ГРАНТОВ И ДРУГИХ ФОРМ ПОДДЕРЖКИ.....	80
СОТРУДНИЧЕСТВО С ВУЗАМИ И ИНСТИТУТАМИ РАН.....	80
РАБОТА НТС ПО РАССМОТРЕНИЮ ОСНОВНЫХ НАПРАВЛЕНИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ИНСТИТУТА РЕАКТОРНЫХ МАТЕРИАЛОВ.....	82
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	86
СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И АББРЕВИАТУР	89

ПРЕДИСЛОВИЕ





Благодаря проведённым в 2023 году исследованиям получены ценные для отрасли результаты и сформированы важные заделы для дальнейшего долгосрочного развития «Института реакторных материалов».

Институт активно вовлечён в решение отраслевых научно-технических задач. Проведены послереакторные исследования элементов активных зон уран-графитовых канальных реакторов (РБМК-1000) и быстрого натриевого реактора (БН-600), которые позволили Концерну «Росэнергоатом» обосновать и обеспечить безопасную эксплуатацию энергоблоков АЭС, а также увеличить ресурс элементов активных зон (ТВЭЛы, поглощающие элементы и др.) и, как следствие, повысить эффективность эксплуатации энергоблоков в целом.

Продолжаются работы по обоснованию проектных решений реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем РУ БРЕСТ-ОД-300 и БР-1200. С использованием петлевой установки проводятся эксперименты по исследованию влияния реакторного облучения на коррозионное поведение конструкционных сталей в свинце, содержащем кислород.

В 2023 году расширено участие института в работах по созданию высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР). В дополнение к исследованиям топлива (микротвэлы и топливные компакты), ИРМ подключился к работам по испытаниям углеродных материалов, а так же к исследованиям по отработке технологий обращения с ОЯТ реакторов ВТГР (в части дезинтеграции топливных компактов).

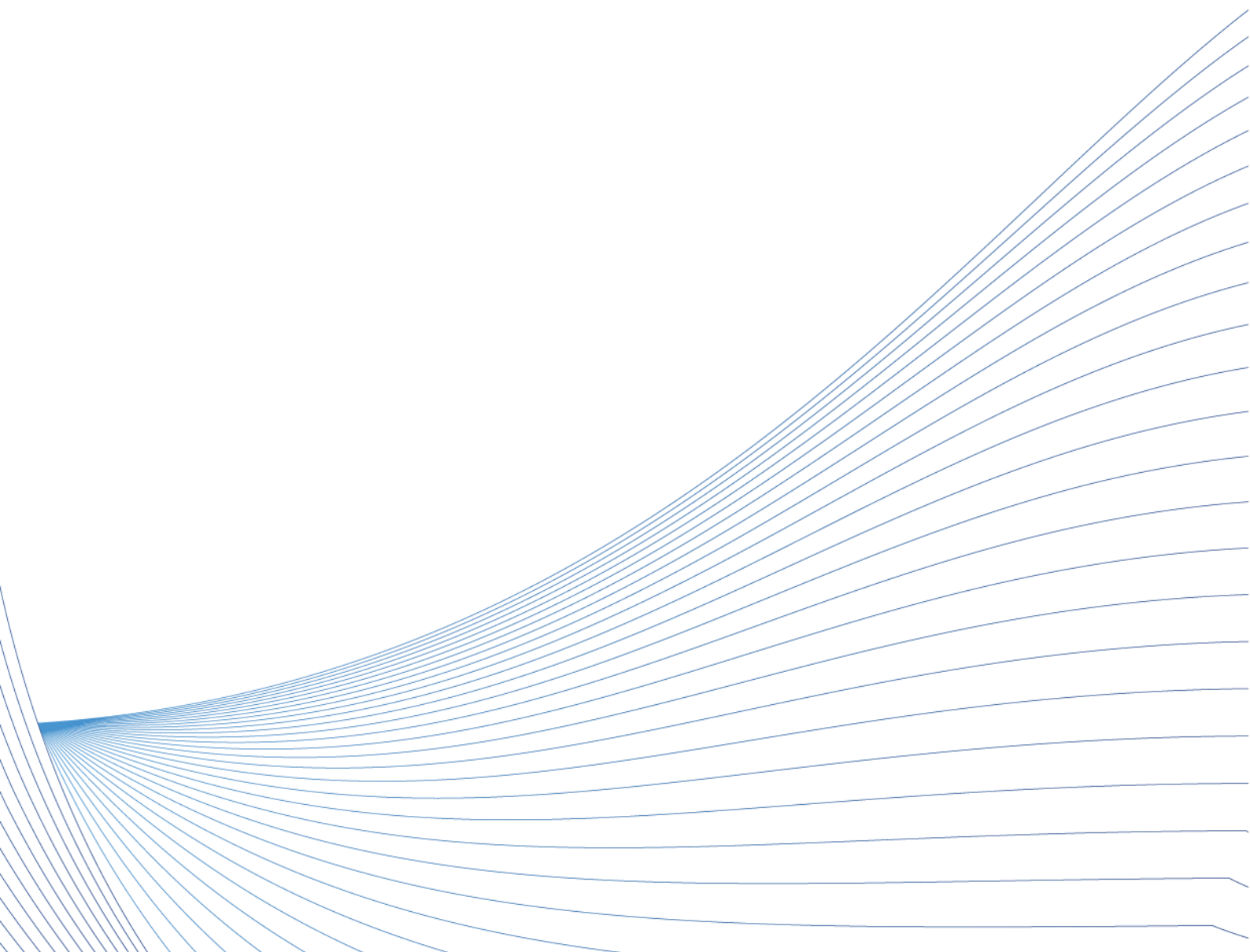
Значительным событием для института стало начало исследований новых конструкционных материалов для атомной станции малой мощности (АСММ) на базе РУ Шельф-М. В 2023 году проведены дореакторные исследования образцов металлических сплавов, начаты реакторные испытания. На очереди композиционные материалы.

В рамках Единого Отраслевого Тематического Плана (ЕОТП) НИОКР Госкорпорации «Росатом», выполнены работы по проекту «Разработка технологии производства тросовых источников на основе изотопа Ir-192 для гамма-терапевтических аппаратов контактного облучения». Проект направлен на создание медицинского изделия, используемого для брахитерапии. На сегодня разработан и изготовлен тросовый источник для отечественного аппарата «Брахимум», в планах – импортозамещение подобных источников для аппаратов брахитерапии зарубежного дизайна.

Отдельно отмечу, что многими новыми направлениями в институте занимаются молодые ученые и инженеры, которые совсем недавно выпустились из вузов и уже показывают отличные результаты.

Е.Н. Селезнев

ОБ ИНСТИТУТЕ



Краткая история АО «ИРМ»

История создания и развития института с 1966 года до отчетного периода изложена в годовом научном отчете за 2022 год.

В настоящее время реализуются мероприятия по подготовке и обоснованию программы дальнейшего развития научно – производственной площадки АО «ИРМ», в том числе:

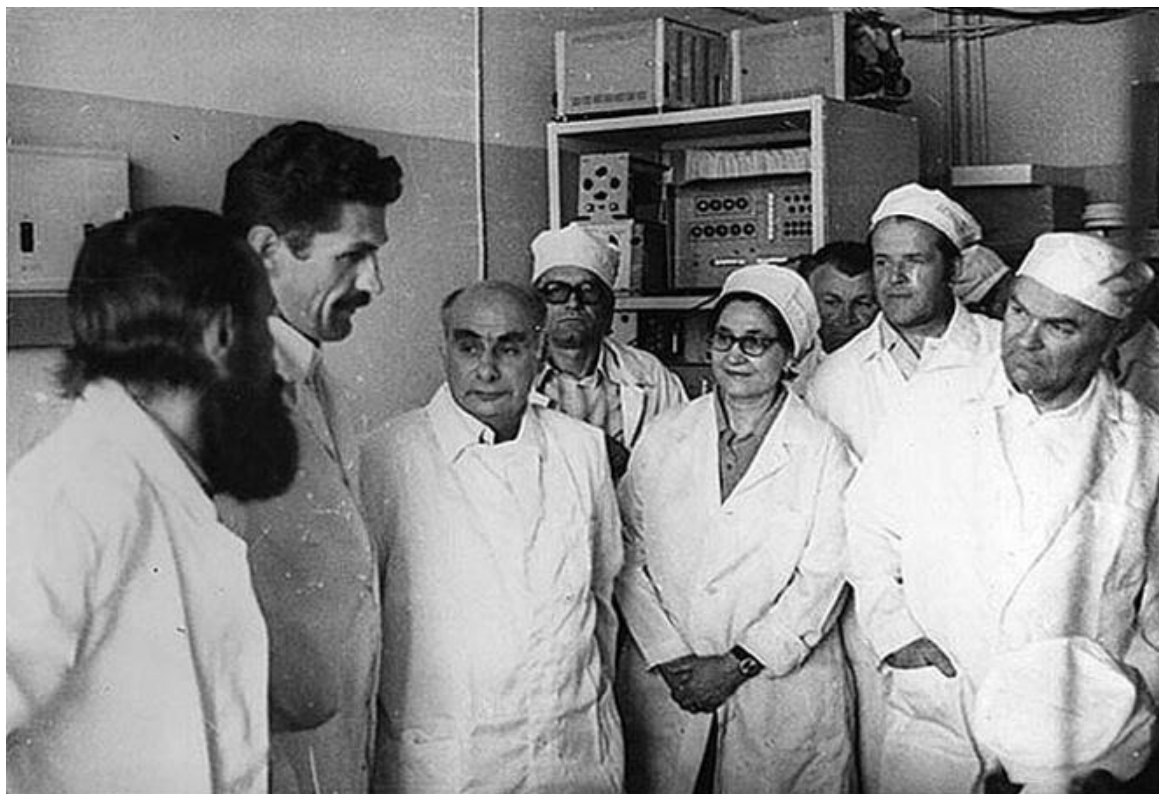
— модернизация комплекса с исследовательским ядерным реактором ИВВ-2М в соответствии с планом мероприятий по реконструкции и модернизации систем и оборудования. Модернизация позволит продлить срок эксплуатации реактора до 2040 года;

— в рамках обоснования развития второй площадки АО «ИРМ» проведены аналитические исследования состояния парка исследовательских реакторов в РФ и за рубежом, на основе которых разработан аналитический отчет «Предложения по концепции развития экспериментальной базы АО «ИРМ».

— В кооперации с предприятиями ГК «Росатом», Институтами РАН и ВУЗами разработаны Научная и Производственная программы нового исследовательского реактора «УРАЛ» и материаловедческого корпуса защитных камер.

— Разработанные материалы Концепции развития экспериментальной базы АО «ИРМ» рассмотрены на научно-техническом совете АО «Наука и инновации». По результатам обсуждения произведены корректировки документации, впоследствии направленной для включения на рассмотрение в план работ НТС ГК «Росатом».

Панков Е.Н. – Создатель и руководитель лаборатории нейтронно-активационного анализа



*Е.Н. Панков (второй слева) рассказывает гостям о результатах работы лаборатории.
Третий слева - академик Г.Н. Флеров*

Создание такого мощного инструмента для аналитики, как исследовательский ядерный реактор ИВВ-2, привело к созданию в Свердловском физико-техническом институте, СФТИ, лаборатории нейтронно-активационного анализа для решения проблем по определению состава микроэлементов в рудах, объектах окружающей среды, материалах промышленного производства.

Решением НИКИЭТ, при поддержке академика Флёрова Г.Н., в 1966 году в СФТИ, в составе реакторного отдела была создана лаборатория нейтронно-активационного анализа (НАА). Возглавил лабораторию **Евгений Николаевич Панков**, выпускник физико-технического факультета УПИ им. С.М. Кирова. Евгений Николаевич после окончания института работал на кафедре экспериментальной физики УПИ на циклотроне и имел опыт изучения радиоактивных элементов.

Евгений Николаевич – родился 11 декабря 1933 года в г. Кушва Свердловской области. В 1958 году окончил «Уральский политехнический институт» по специальности «электроника и автоматика». В 1966 году был принят на работу в СФТИ (ныне АО «ИРМ»), и через 4 года возглавил группу реакторной физики и нейтронно-активационного анализа. За время работы был неоднократно занесен на доску почета предприятия, был награжден многочисленными знаками отличия и благодарственными письмами. Внес огромный вклад в становлении лаборатории, а также в методики проведения анализа, играл организующую роль в воспитании специалистов высшей квалификации в области НАА.

Нейтронно-активационный анализ – один из наиболее чувствительных методов анализа многих элементов периодической системы Менделеева стал активно

развиваться и использоваться для анализа минералов и биологических объектов в конце 60-х годов. Этот метод основан на анализе радиоактивных изотопов, которые образуются в материалах под воздействием потока тепловых или быстрых нейтронов в специальных каналах исследовательского реактора, в которых размещались анализируемые пробы. После облучения образцы выдерживаются в течение некоторого времени для уменьшения интенсивности излучения радиоактивных изотопов, тем самым повышая безопасность проведения работ. На предприятии под научным руководством Евгения Николаевича была разработана и освоена методика НАА, обеспечивающая безопасное проведение работ с использованием для регистрации излучения сцинтилляционных и германиево-литиевых (полупроводниковых) детекторов. Авторы разработки методики использовали сравнительный метод НАА, когда вместе с пробами облучались эталоны (стандарты) с известным содержанием анализируемого элемента. По соотношению активностей анализируемого элемента в пробе и эталоне рассчитывается концентрация элемента в пробе. Применение этой методики обеспечивало надежность и качество проводимых лабораторией аналитических работ.

Развитие НАА на предприятии поддерживал НИКИЭТ. Евгений Николаевич Панков и выпускник Рижского авиационного института Валерий Иванович Власов были первыми и главными разработчиками конструкций каналов для облучения проб, контейнеров для облучения, приобретения необходимого защитного оборудования.

Большой интерес к работе проявлял академик Г.Н.Флёрв, который оказывал помощь в техническом оснащении лаборатории и методической поддержке. При каждом его посещении Евгений Николаевич организовывал проведение совместных обсуждений новых полученных результатов работ, при которых находили решения по возникающим проблемам. Такие совместные производственные встречи также играли важную роль в повышении научно-технического уровня сотрудников лаборатории, которому Панков Е.Н. уделял постоянное пристальное внимание. По рекомендациям академика Г.Н.Флёрва лаборатория Панкова Е.Н. проводила анализ лунного грунта, проб с острова Пасхи на содержание редкоземельных элементов и золота.

Метод НАА по-прежнему используется в АО «ИРМ» для исследовательских целей и при решении технологических задач, например, для проведения нейтронно-физических измерений на реакторе ИВВ-2М. На пример, В 2023 году с применением нейтронно-активационного анализа определены количественные характеристики коррозионного процесса и конкретизация механизма коррозии металлических материалов с покрытием в расплаве соли эвтектического состава на основе LiF-NaF-KF при 600 °С.

За годы существования лаборатории НАА её посетили ряд известных ученых и политических деятелей – академики А.Г. Аганбегян и А.П. Александров, будущий первый Президент России Б.Н. Ельцин.

Основные направления научных исследований и роль Института в научном сообществе Госкорпорации «Росатом»

Основными направлениями научно-технической деятельности института являются:

– научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в обеспечение создания, безопасной эксплуатации и вывода из эксплуатации энергетических реакторов атомных электростанций, перспективных реакторных установок для ядерной энергетики и космических исследований с использованием уникальных объектов экспериментальной базы для проведения дореакторных, реакторных и послереакторных исследований в рамках комплексной программы «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии» (РТТН), единого отраслевого тематического плана Госкорпорации «Росатом», отраслевого проекта «Прорыв», «Стратегии развития двухкомпонентной атомной энергетики до 2050 года» и других исследовательских программ;

– прикладные исследования и экспериментальные разработки, направленные на создание и внедрение новых технологий, материалов, а также на существенное улучшение характеристик уже созданных и внедренных объектов атомной энергии, включая элементы активных зон реакторов БН (ТВЭлов отработавших ТВС реакторов БН с различными видами топлива и конструкционных материалов оболочек, поглощающих элементов рабочих органов СУЗ), материалов бланкетов термоядерных реакторов ITER и DEMO, топлива реакторов ВТГР в виде микротвэлов и топливных компактов и другие;

– управление сроком службы конструкций, материалов активных зон ядерных энергетических реакторов, исследования по продлению службы ядерно-энергетических установок.

Институт реакторных материалов активно осуществляет производство востребованных на рынке изотопных продуктов:

- соединений, меченных углеродом-14 (^{14}C);
- иридия-192 (^{192}Ir) и источников на его основе;
- ^{177}Lu и радиофармацевтического прекурсора трихлорида лютеция;
- цезия – 131 (^{131}Cs);
- источников на основе селена-75 (^{75}Se).

Важным направлением деятельности является взаимодействие с российскими и зарубежными клиниками с целью участия Общества в разработке и сертификации новых препаратов, проведении доклинических и клинических испытаний, в том числе:

– тестовая поставка ^{177}Lu с.а. компании ООО «Медикэр», которая совместно с МРНЦ им. А.Ф. Цыба реализовала радиомечение с применением холодных наборов с химическими предшественниками: DOTA-TATE и DOTA-PSMA для приготовления РФЛП. Эффективность мечения 99,8%;

– поставка ^{177}Lu с.а. компании ООО «ФАРМАТОМ». Препарат был успешно использован для синтеза РФЛП с целью проведения системной радионуклидной терапии в НМИЦ онкологии им. Н.Н. Блохина. Радиоактивный препарат показал хорошую эффективность использования в прецизионной онкологии.

– поставка тестовой партии ^{177}Lu с.а. компании Moltek (Турция). Турецкая сторона подтвердила качество продукции. Задача 2024 года - поставка серийных партий ^{177}Lu с.а.

Перспективные направления исследований

Наиболее важными перспективными направлениями научно-технической деятельности института являются:

- проведение реакторных экспериментов и материаловедческих исследований по обоснованию применения перспективных материалов и поиск путей повышения ресурса эксплуатации топливных, конструкционных и функциональных материалов реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим натриевым и свинцовым теплоносителем,

- испытания и исследования образцов перспективных топливных композиций, макетов ТВЭлов, топливных компактов и шаровых ТВЭлов реакторов различного назначения с проведением уникальных реакторных экспериментов с моделированием реальных условий их эксплуатации по температуре и составу среды с постоянным мониторингом параметров работы испытательных стендов. Испытания и исследования перспективных углеродных материалов в обоснование выбора технологий изготовления, определения свойств и характеристик после облучения до номинальных и аварийных параметров эксплуатации ядерных установок,

- проведение комплексных реакторных испытаний и материаловедческих исследований для обоснования применения материалов и изделий из композиционных материалов, выполненных по аддитивной технологии для изготовления конструктивных элементов атомных станций малой мощности,

- исследования коррозионного поведения топлива и конструкционных материалов различного назначения в условиях, моделирующих теплоносители и режимы эксплуатации действующих и инновационных реакторных установок, а также режимы работы установок, используемых при отработке технологий обращения с ЖРО и ТРО в рамках выполнения работ по проектам отечественных и зарубежных заказчиков,

- создание новой и модернизация существующей реакторной и материаловедческой экспериментальной и производственной базы, на разработку новых методов исследований и испытаний топлива, материалов и элементов конструкций инновационных реакторных установок, обеспечивающих лидирующие позиции ГК «Росатом» в области атомной энергетики и производстве радиоизотопов различного назначения.

Важным направлением деятельности предприятия является использование задела по перспективному развитию работ в направлениях:

- разработке, изготовлению и испытаниям автономных источников питания (АИП) с использованием радиоизотопов с альфа- и бета- излучением высоких удельных энергий для создания электрических батарей с повышенными вольт-амперными характеристиками,

- созданию основ технологических процессов обращения с радиоактивными отходами, обоснованию безопасного обращения и хранения, в том числе обоснование стойкости материалов технологического оборудования при работе с РАО,

- освоению и совершенствованию технологий изготовления востребованных на рынке изотопных продуктов с последующим переходом на опытно-промышленное и серийного производство, в том числе:

- разработке и освоению технологий производства конечных продуктов либо продуктов более высокого передела с целью обеспечения роста добавленной стоимости продукции (источники на основе ^{192}Ir для медицины, новые соединения меченые ^{14}C),

- взаимодействию с российскими клиниками с целью участия Общества в разработке и сертификации новых препаратов с учетом результатов проведенных доклинических и клинических испытаний,
- созданию технологий производства новых продуктов, востребованных на мировом рынке, в том числе путем освоения передела вторичной капсуляции источников для дефектоскопии на основе ^{192}Ir , ^{75}Se ,
- расширению географии поставок радиоизотопной продукции: выход на рынки стран Азии (начало поставок в Турцию, Китай – 2024 год), освоение рынка северной и центральной Африки,
- освоению опытно-промышленного производства тросовых источников на основе изотопа ^{192}Ir для отечественных гамма-терапевтических аппаратов контактного облучения производства АО "НИИТФА" и их адаптация к аппаратам импортного производства,
- организации на базе АО «ИРМ» серийного производства тросовых источников на основе изотопа ^{192}Ir для гамма-терапевтических аппаратов применяемых в российских медицинских клиниках, а также оказание полного комплекса услуг по обслуживанию ГТА отечественного и импортного производства.

Институт реакторных материалов активно выполняет работу по проекту НИОКР ЕОТП «Разработка технологии производства тросовых источников на основе изотопа ^{192}Ir для гамма-терапевтических аппаратов контактного облучения». Разработана отечественная технология для производства тросовых источников на основе изотопа ^{192}Ir для гамма-терапевтических аппаратов контактного облучения отечественного производства. В рамках выполнения проекта достигнуты следующие результаты:

- Разработана опытная технология производства тросовых источников;
- Изготовлены образцы имитаторов и тросовых источников;
- Создан прототип производственной линии по выпуску ^{192}Ir -тросовых источников;
- Проведены материаловедческие исследования образцов тросов;
- Достигнутый уровень технологической готовности – 6.7;

Образцы имитаторов и тросовых источников успешно прошли испытания в АО «НИИТФА» на лабораторном испытательном стенде аппарата «Брахимум», по результатам которых были подтверждены заявленные их технические характеристики.

Обновление экспериментальной базы

В 2023 году в рамках реализации инвестиционных мероприятий «Развитие экспериментальной базы АО «ИРМ» и «Развитие стенда физико-механических свойств экспериментальной базы АО «ИРМ» было приобретено и введено в эксплуатацию оборудование, позволившее расширить возможности исследований структурных характеристик, теплофизических и механических свойств.

Лабораторный рентгеновский дифрактометр

Рентгеновский дифрактометр D8 ADVANCE предназначен для изучения свойств материалов и благодаря распознаванию установленных оптических модулей в режиме реального времени, функциональности plug-and-play, современной оптики, детекторов и программного обеспечения существенно увеличивает эффективность исследований.

Конструкция позволяет легко переключаться между различными рентгеновскими методиками исследования материалов, такими как фазовый анализ, в том числе тонких

пленок, текстурный анализ, определение остаточных напряжений. При этом смена конфигураций проходит без применения инструментов и дополнительной юстировки.

Технические данные, и комплектность

- Дифрактометр оснащен широкоугловым вертикальным гониометром с геометрией Theta-Theta.
- Тип анализируемых проб: твердые материалы, порошки, суспензии.
- Диапазон углов регистрации от -110° до 168° по 2Θ .
- Диапазон углового перемещения образцов: 360° .
- Керамическая рентгеновская трубка. Материал анода Cu (медь).
- Компактная подвеска Эйлера.
- Рентгеновская высокотемпературная камера до 1600°C (МТС) с вакуумной системой и системой контроля температуры (ТСПУ1).

Программное обеспечение

DIFFRAC.MEASUREMENT CENTER.

DIFFRAC.EVA, включая кристаллографическую базу COD.

Комплекс программ TJPAS для количественного фазового анализа и уточнения методом Ритвельда.

База данных PDF/

Комплекс программ DIFFRAC.LEPTOS для анализа остаточных напряжений.

Комплекс программ DIFFRAC.TEXTURE для анализа текстуры.

Дифрактометр внесен в Государственный реестр средств измерений под № 84492-22.



Рисунок 1. Рентгеновский дифрактометр D8 ADVANCE

Дифференциальный сканирующий калориметр

Дифференциальный сканирующий калориметр предназначен для определения характеристик температур и выделяемого или поглощаемого тепла физических процессов или химических реакций, происходящих в образцах твердых тел и жидкостей при их контролируемом нагреве или охлаждении. Прибор применяется для исследования теплофизических свойств образцов пластмассы, композиционных материалов, клейких материалов, керамики, стекла, металлов и сплавов в порошкообразном, твердом и жидком состояниях.

Области применения:

- Плавление-кристаллизация;
- Полиморфизм;
- Фазовые диаграммы;
- Чистота металлов;
- Фазовые переходы в твердом теле;
- Переходы стеклования;
- Удельная теплоемкость;
- Структурообразующие реакции;

Технические характеристики:

- Особое исполнение конструкции прибора для установки системы измерения в перчаточную камеру с внешними электронными модулями, расположенными в лабораторном помещении;
- Рабочий диапазон температуры до 1500°C;
- Рабочие атмосферы при измерении (окислительная, восстановительная, вакуум до 10⁻⁴ мбар).

Метрологические характеристики

Наименование характеристики	Значение
Диапазон измерений удельной теплоты	От 10 до 1000 кДж/кг
Диапазон измерений удельной теплоемкости	От 200 до 3000 Дж/кг·К
Предел допускаемой абсолютной погрешности измерения температуры в интервале от 30 до 700°C	± 3°C
Предел допускаемой относительной погрешности измерения удельной теплоты	3%
Предел допускаемой относительной погрешности измерения удельной теплоемкости	2,5%

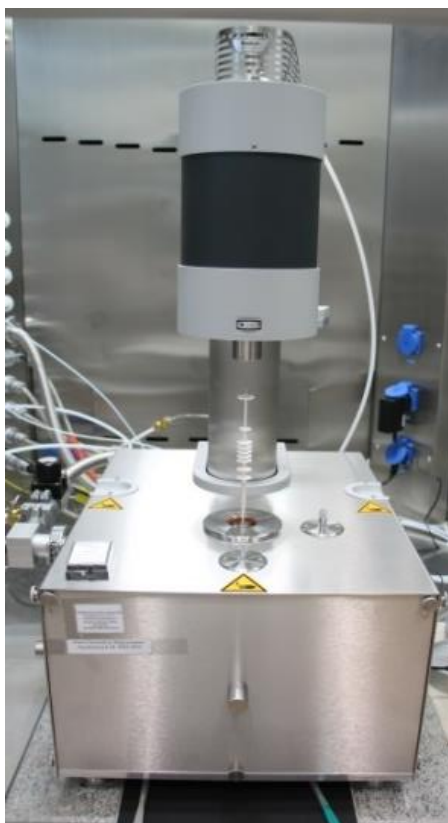


Рисунок 2. Измерительная система DSC404 F1

Калориметр внесен в Государственный реестр средств измерений под № 54912-13.

Разрывная машина

Разрывная Машина УТС-50-0,5 установлена в «горячую» камеру Корпуса защитных камер и предназначена для проведения кратковременных механических испытаний (растяжение, сжатие, изгиб), а также испытаний на длительную прочность. На оборудовании реализовано уникальное конструкторское решение, позволяющее разместить управляющие и измерительные детали машины (электродвигатель, устройство соосности нагружения, силоизмерительный датчик и датчик перемещения) в подкамерном помещении, защитив их от воздействия ионизирующего излучения, возникающего от исследуемых облученных образцов. Непосредственно в помещении самой «горячей» камеры размещается электропечь, фиксаторы и захваты для испытания образцов.

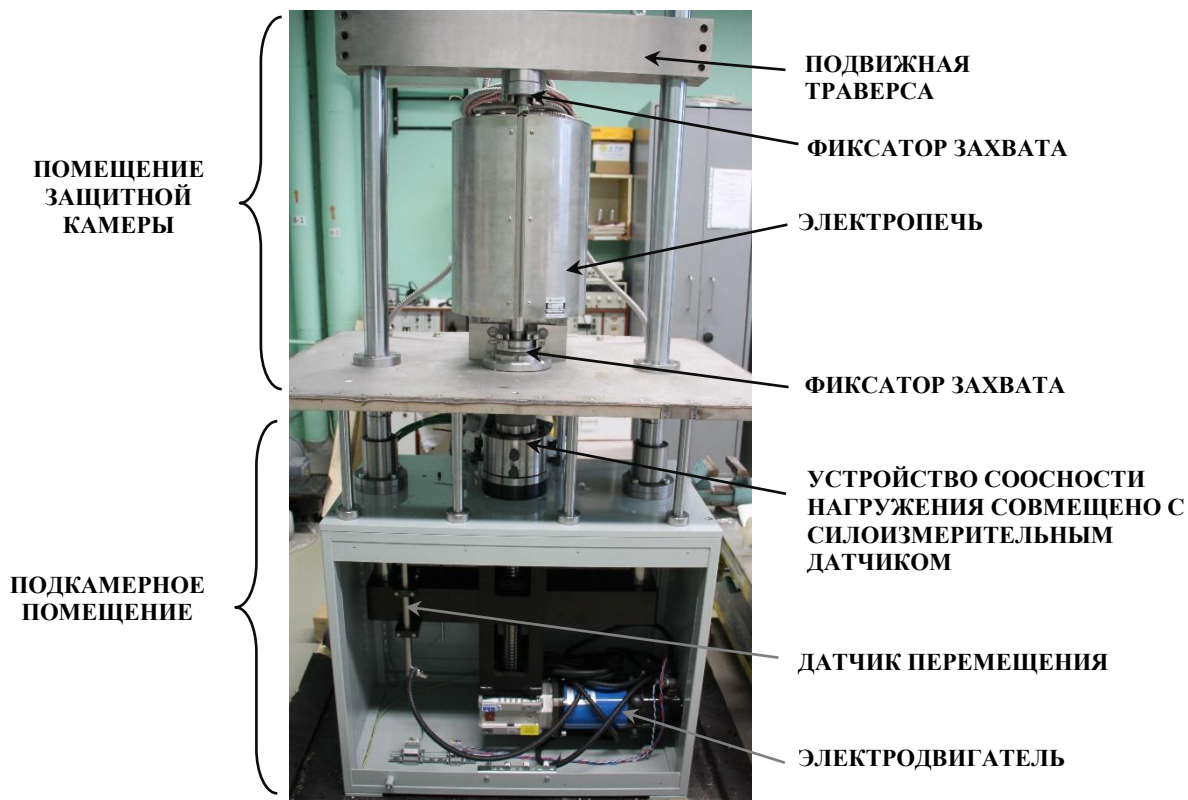
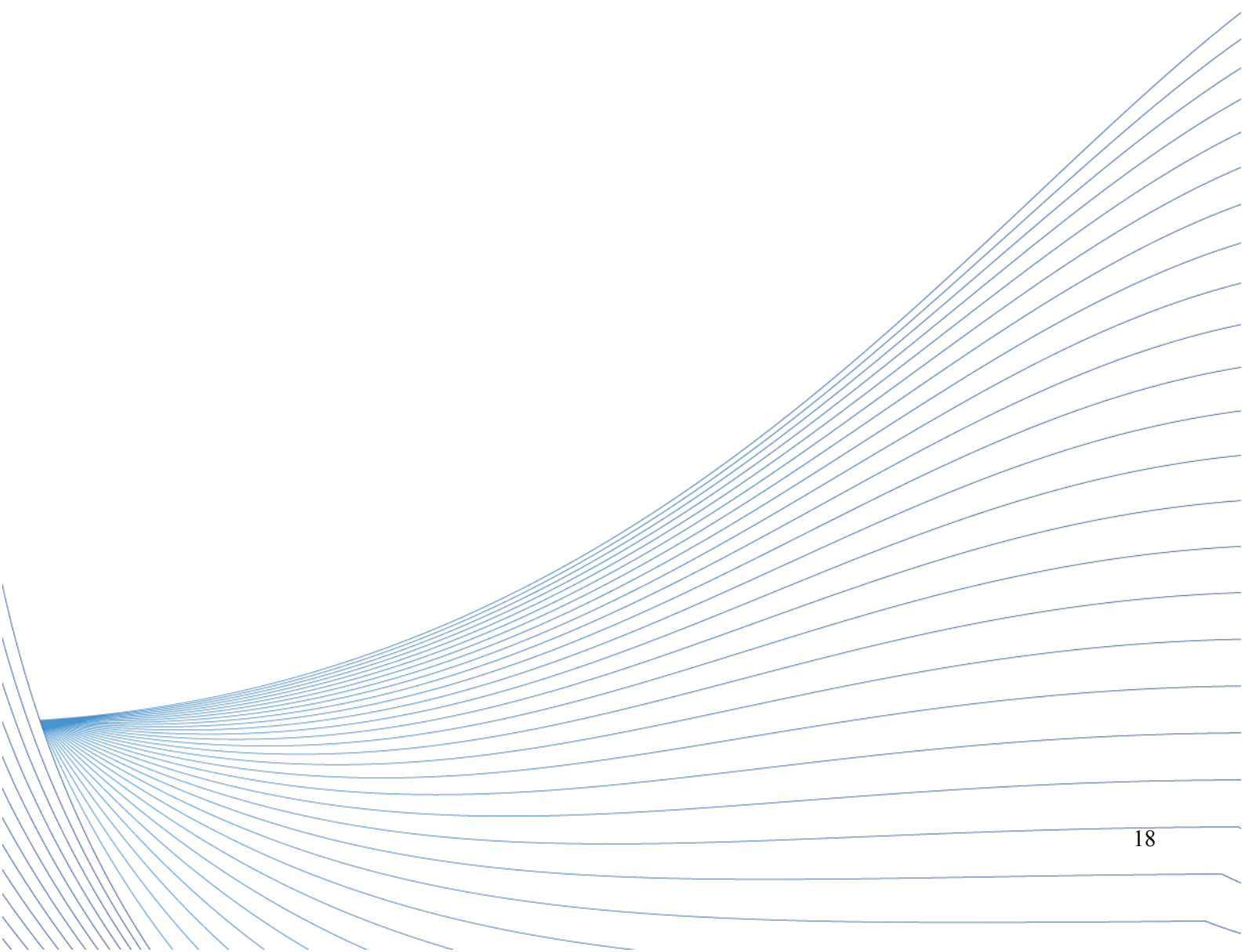


Рисунок 3. Разрывная машина UTC-50-0,5

В машине установлен силоизмерительный датчик номиналом 50 кН класса 0,5%. Электродпечь позволяет проводить испытания образцов от плюс 100 °С до 1100 °С (среда – воздух). Открытие, закрытие и движение электродпечи производится с помощью специального механизма, работа которого осуществляется за счет использования сжатого воздуха.

Машина UTC-50-0,5 внесена в Государственный реестр средств измерений под № 88102-23, а электродпечь аттестуется согласно процедуре, регламентированной ГОСТ Р 8.568-2017.

РЕЗУЛЬТАТЫ



Исследование новых материалов, полученных по аддитивной технологии

В АО «ИРМ» в 2023-2024 гг проводится научно-исследовательская и опытно-конструкторская работа, которая включает комплексное экспериментальное исследование образцов, изготовленных по аддитивной технологии методами прямого лазерного выращивания и электродуговой наплавки проволоки. Исследования проводятся в рамках работ по теме «Проведение научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ для создания головной атомной станции малой мощности на базе реакторной установки ШЕЛЬФ-М».

Результаты, полученные в ходе проведения комплекса испытаний и исследований, направлены на обоснование применения материалов и изделий на их основе в составе АСММ с РУ ШЕЛЬФ-М. Комплексные дореакторные, реакторные и послереакторные испытания образцов необходимы для изучения влияния нейтронного облучения на свойства изделий, выполненных из материалов по аддитивной технологии: биметалл 15Х2МФА/12Х18Н10Т, стали 12Х18Н10Т, Св-06Х19Н9Т, 15Х2МФА и титановый сплав ПТ-3В.

В 2023 году в полном объеме выполнена подготовка к испытаниям новых материалов в 2024 году:

- разработаны программы дореакторных и послереакторных исследований;
- разработана программа реакторных испытаний образцов;
- проведены нейтронно-физические и теплогидравлические (теплофизические) расчеты условий проведения реакторных испытаний;
- разработана рабочая конструкторская документация на экспериментальные устройства для проведения реакторных испытаний;

Проведены дореакторные исследования стали Св-06Х19Н9Т, полученной методом аддитивной дуговой сварки проволоки. На этапе 2023 года были проведены исследования образцов на растяжение и распухание с определением характеристик:

- плотности методом гидростатического взвешивания;
- кратковременных механических свойств (σ_v , $\sigma_{0,2}$, δ_o) при испытании образцов при комнатной температуре;
- относительного поперечного сужения и характера поверхности разрушения образцов после механических испытаний;

В 2024 году будут завершены работы по исследованию новых материалов и получены данные по обоснованию применения аддитивных материалов и изделий на их основе в составе АСММ.

*Барсанова С.В., Нежданов А.Г., Лютикова М.С., Евсеев М.В., Кинёв Е.А.,
Пастухов В.И., Ярков В.Ю., Шабельников Е.В., Ожгихин Д.А., Зырянова А.А.,
Литовченко В.Ю., Гордеева Д.М.*

Взаимодействие сталей и образующихся оксидных пленок с ТЖМТ, константа скорости образования оксидной пленки и расчетные исследования утонения стали.

Работа выполнялась из собственных средств предприятия в соответствии с решением совместного совещания АО «ИРМ» и АО «НИКИЭТ» (Протокол совещания «Теория и расчетные исследования взаимодействия сталей с ТЖМТ» от 28. 03. 2023 года.

Из температурной зависимости рассчитанных констант скорости параболического окисления железа и хромо-никелевых сталей по литературным источникам в газовых средах (O_2 , воздух, CO_2 , H_2O - пар) и в тяжелых жидкометаллических теплоносителях (ТЖМТ) следует, что:

— константы скорости параболического окисления сталей с достаточно высоким содержанием никеля и хрома в газовых средах на 1.5-2.5 порядка меньше соответствующих констант для чистого железа и стали с незначительным содержанием хрома;

— константы скорости параболического окисления предполагаемых к применению сталей в ТЖМТ разного состава сравнимы с константами окисления чистого железа и стали с незначительным содержанием хрома в газовых средах в рассмотренном температурном диапазоне.

Как и после окисления в газовых средах, результаты практически всех исследований строения, структуры, элементного и фазового составов образующихся на сталях оксидных пленок после испытаний в ТЖМТ свидетельствуют об образовании двойной оксидной пленки, внутренний слой которой состоит из шпинелей различного состава, а наружный – в основном из магнетита, являющегося продуктом окисления железа. Чаще всего близкие строение, структура, элементный и фазовый составы образующихся на металле оксидных пленок приводят к сравнимым значениям скорости окисления, так, например, при одинаковом строении образующейся двуокиси циркония, скорости окисления циркония и его сплавов на воздухе, расплавах солей, металлов, содержащих кислород практически одинаковы. Согласно классическим представлениям электрохимической теории высокотемпературного окисления Вагнера столь близкие величины скорости образования оксидной пленки железа в воздухе и различных сталей в ТЖМТ не имеют объяснения. Вероятной причиной установленных закономерностей является взаимодействие образующейся оксидной пленки с расплавами свинца, содержащими растворенный кислород.

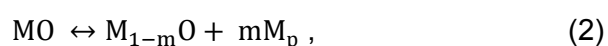
1. Образование точечных дефектов в оксидной пленке при одновременном окислении сталей и растворении металлических компонентов составляющих ее оксидов в ТЖМТ. Суммарный коэффициент диффузии железа в оксидной пленке.

Термодинамическая константа растворимости магнетита (Fe_3O_4) – $K_{s,Pb}(Fe_3O_4)$ в жидком свинце, выражаемая через концентрации, записывается в виде:

$$K_{s,Pb}(Fe_3O_4) = C_{Pb}(ж)^3 \cdot C_{Pb}(к)^4 \quad (1)$$

где: $C_{Pb}(ж)$ и $C_{Pb}(к)$ концентрации железа и кислорода в расплаве свинца в приграничном слое оксида. При $C_{Pb}(ж) > C_T(ж)$ происходит растворение железа из оксида в теплоноситель. Механизм перехода атома железа из ионного кристалла магнетита (Fe_3O_4) в теплоноситель не определен.

Взаимодействие ионных кристаллов оксидов с газообразной средой, содержащей кислород с различным парциальным давлением, осуществляется путем образования точечных и электронных дефектов, обуславливающих их собственную ионную и электронную проводимость. Можно считать, что взаимодействие ионных кристаллов оксидов с жидкометаллической средой, растворяющей металлическую компоненту оксида, осуществляется аналогичным путем, например, квазихимической реакцией вида:



где: M_p – атом металлической компоненты оксида, растворяемый в жидком металле.

Если оксид нестехиометрического состава $M_{1-m}O$ содержит металлические вакансии, то это уравнение можно переписать в виде:



связывающим концентрацию металлических нейтральных вакансий (V_m^{\times}) с константой равновесия этой реакции и концентрацией металла в жидкометаллической среде. Как и при взаимодействии с кислородом, нейтральная вакансия может быть донором электронных дырок.

Тогда суммарная концентрация вакансий железа $[V_{Fe}'' + V_{Fe}''']$ в образующейся оксидной пленке при окислении в ТЖМТ:

$$[V_{Fe}'' + V_{Fe}'''] = [V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{равн}} + [V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{прим}} + [V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{лег}} + [V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{раств}} \quad (4)$$

где обозначения при концентрациях: (равн.) – соответствует равновесной (собственной) концентрации, (прим) – концентрации дефектов из-за растворения в оксидной пленке примесей, образующихся в металле при производственных процессах, (лег) – за счет растворения легирующих компонентов и (раств) – за счет растворения атомов железа из оксидной пленки в ТЖМТ, соответственно.

Принимая, что концентрация вакансий, образующихся при растворении равна или пропорциональна концентрации растворяемого железа из оксидной пленки в теплоноситель можно записать, что:

$$D_{Fe} = [Fe_V'', Fe_V'''] D_V = D_V [V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{ок}} + k_V \cdot D_V \left(\frac{K_{s,Pb}(Fe_3O_4)}{C_{Pb}(k)^4} \right)^{1/3} \quad (5)$$

где:

$$[V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{ок}} = [V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{равн}} + [V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{прим}} + [V_{Fe}'' + V_{Fe}''']_{\text{лег}} \quad (6)$$

суммарная концентрация вакансий железа, определяющая процесс окисления стали без учета растворения железа в теплоносителе, D_V - коэффициент диффузии вакансий, не зависящий от их концентрации, а $k_V \leq 1$ - коэффициент пропорциональности, связанный с условиями достижения термодинамического равновесия при растворимости магнетита в ТЖМТ.

При таком механизме взаимодействия образующихся оксидов с жидкометаллической средой оксидная пленка на поверхности стали и ее кристаллическая структура сохраняются, но при выходе атомов железа и (или) других оксидо-образующих компонентов в ТЖМТ в кристаллической решетке оксидов образуются дополнительные вакансии, суммарное количество которых равно количеству вынесенных атомов. Коэффициент диффузии железа через оксидную пленку увеличивается.

Подобным образом можно записать квазихимические реакции образования вакансий для других металлических компонентов магнетитовых шпинелей различного состава и провести анализ изменений концентраций точечных и электронных дефектов.

2. Общая константа скорости окисления сталей в ТЖМТ.

Для соединений, с катионными вакансиями для которых коэффициент диффузии металла значительно больше коэффициента диффузии неметалла и числами переноса электронов близких к единице ($t_e \approx 1$) установлено [6], что константа рациональной (параболической) скорости окисления по Вагнеру - k_t записывается соотношением:

$$k_t = \frac{p+1}{3} D_V [Fe_V'', Fe_V'''] . \quad (7)$$

При окислении в кислороде и других газовых средах растворение железа в окружающей среде не происходит и тогда можно записать:

$$k_t(\text{ТЖМТ}) = \frac{p+1}{3} D_V [V''_{Fe} + V'''_{Fe}]_{\text{ок}} + \frac{p+1}{3} D_V [V''_{Fe} + V'''_{Fe}]_{\text{раств}} \quad (8)$$

где: $k_t(\text{ТЖМТ})$ общая константа скорости образования оксидной пленки в ТЖМТ. Если предположить, что первое слагаемое правой части соответствует константе параболического окисления стали в газовой среде при парциальном давлении кислорода, эквивалентном содержанию кислорода в теплоносителе, а второе обозначить как $k_t(\text{раств})$, то можно записать:

$$k_t(\text{ТЖМТ}) = k_t(\text{газ}) + k_t(\text{раств}). \quad (11)$$

Константа $k_t(\text{раств})$ определяется концентрацией вакансий, образующихся за счет растворения металлических компонентов оксидов в жидком металле. Проведенный анализ кинетики окисления сталей в ТЖМТ относится к случаям, когда скорость доставки кислорода из теплоносителя к границе оксид - теплоноситель превышает скорость его расходования на образование оксидной пленки.

3. Расчетные исследования утонения стали в процессе эксплуатации.

Исходя из вышеизложенного, дифференциальное уравнение для изменения толщины стенки стальной конструкции (убыли массы или количества атомов металлических компонентов стали) - $dM/d\tau$ запишется в виде:

$$\frac{dM}{d\tau} = aV_{\text{ок}} + bV_{\text{раств}}. \quad (9)$$

где: a и $V_{\text{ок}}$ - размерный коэффициент и скорость образования оксидной пленки, b и $V_{\text{раств}}$ - размерный коэффициент и скорость растворения металлических компонентов стали через оксидную пленку, соответственно.

Результаты демонстрационных расчетных исследований утонения стали в зависимости от содержания кислорода в ТЖМТ, температуры испытаний, константы параболического окисления, приведены на рисунке 4. На рисунке 4а представлено изменение логарифма расчетного утонения стали в зависимости от логарифма концентрации кислорода в зоне химической реакции - $C_{\text{ок}}(k)$ для динамического турбулентного режима течения теплоносителя ($u = 1,8$ м/с, $\delta_{\text{л.п.}} = 0,1$ мм) при 550°C после 1000 часов эксплуатации ($K_p = 1,07$ мкм/ч^{1/2}). Пересечение прямых в точке A_1 показывает концентрацию кислорода, растворенного в жидком свинце в зоне химической реакции окисления, при которой общее утонение стали за этот период времени минимально (рисунок 4а). Увеличение содержания кислорода от точки A_1 приводит к преимущественному утонению стали из-за образования оксидной пленки, а уменьшение - преимущественному утонению стали из-за растворения металла из оксидной пленки. Кривая 3, отображающая изменение суммарного утонения металла в зависимости от величины $C_{\text{ок}}(k)$, схематично совпадает с результатами испытаний, выполненных ЦНИИ «Прометей» при 550°C в жидком свинце с различным содержанием кислорода. Из-за практически на порядок большей величины коэффициента диффузии кислорода точка минимального утонения стали (A_2) при эксплуатации стали в СВЭ смещается в область более высоких значений утонения металла (СВЭ является более «коррозионной» средой). Снижение температуры испытаний (рисунок 4б) значительно уменьшает утонение стальной конструкции и смещает положение точки A в область более низких содержаний кислорода в ТЖМТ. Для рекомендуемой области содержания кислорода в жидком свинце (10^{-6} масс. %) при 450°C утонение металла за счет образования оксидной пленки на 3 порядка больше утонения за счет выхода железа в теплоноситель.

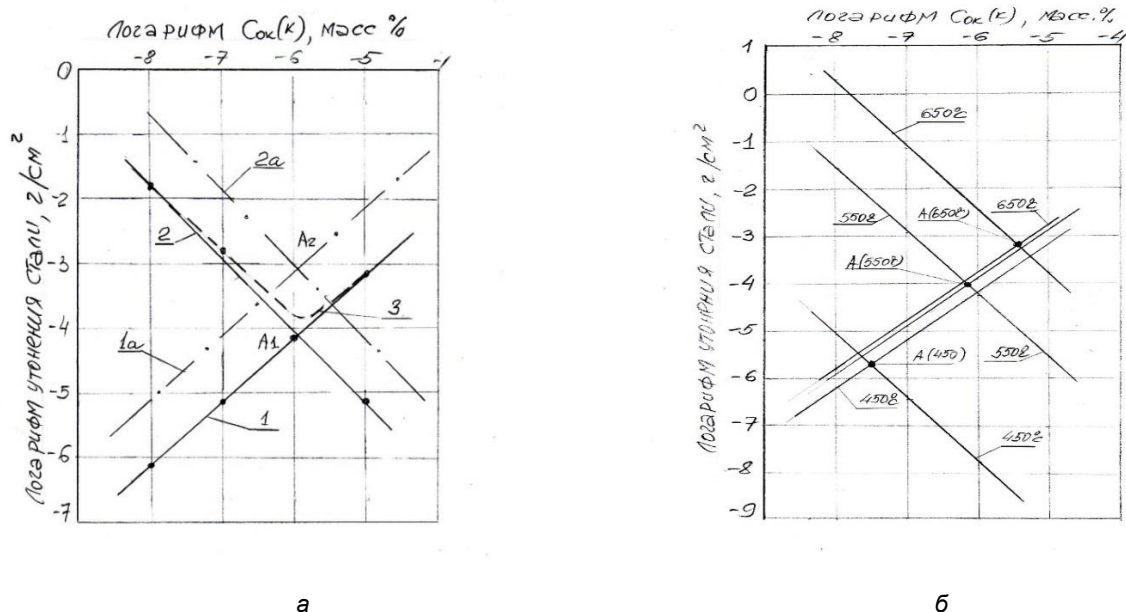


Рисунок 4. Изменение логарифма расчетного утонения стали в зависимости от логарифма концентрации кислорода в зоне химической реакции $C_{ок}(k)$ для динамического турбулентного режима течения теплоносителя при $550^{\circ}C$ за 1000 часов. (а) - утонение за счет окисления стали в жидком свинце 1, за счет растворения металла из оксидной пленки 2 и общее утонение стали при взаимодействии с жидким свинцом 3, 1а, 2а - схематичное представление логарифма утонения стали за счет окисления и растворения в СВЭ, соответственно. (б) - влияние температуры на изменение логарифма расчетного утонения стали в зависимости от логарифма концентрации кислорода в зоне химической реакции за 1000 часов.

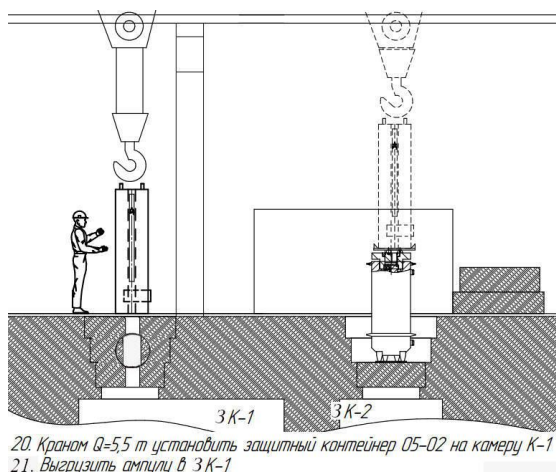
В.И. Перехожев.

Экспериментальные исследования характеристик остеклованных ВАО ФГУП «ПО «Маяк»

Проведено техническое и методическое обеспечение корпуса защитных камер АО «ИРМ» в рамках первого этапа работы, направленной на подготовку исходных данных по составу и свойствам остеклованных ВАО (ОВАО) для оценки безопасности пункта глубинного захоронения радиоактивных отходов.

Впервые разработаны методики исследования свойств стеклоподобных композиций в условиях защитных камер:

- Измерения геометрических размеров образцов ОВАО для механических испытаний и физико-механических исследований.
- Механические испытания образцов стекла на сжатие и трехточечный изгиб.
- Измерения плотности образцов ОВАО гидростатическим методом.
- Измерения упругих характеристик образцов ОВАО акустическим ультразвуковым методом.
- Определение элементного состава и однородности образцов остеклованных ВАО методом рентгеноспектрального микроанализа.
- Определение элементного состава материалов кернов остеклованных ВАО рентгенофлуоресцентным методом.
- Испытания образцов ОВАО на термическую устойчивость с использованием рентгеноструктурного анализа.
- Порядок подготовки образцов из лабораторных слитков стекла (имитатора керна с модельным стеклом) в условиях горячей камеры.



а



б



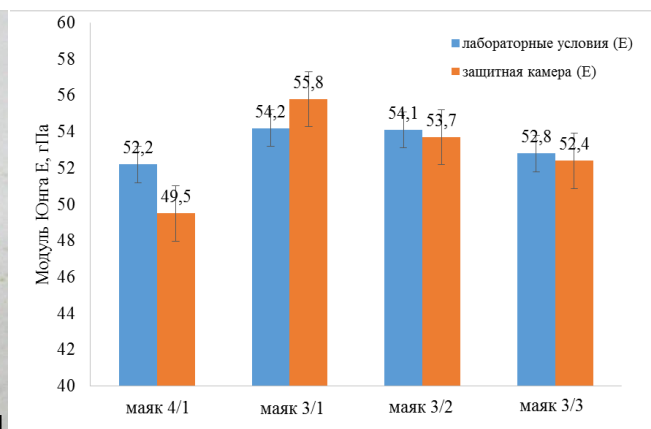
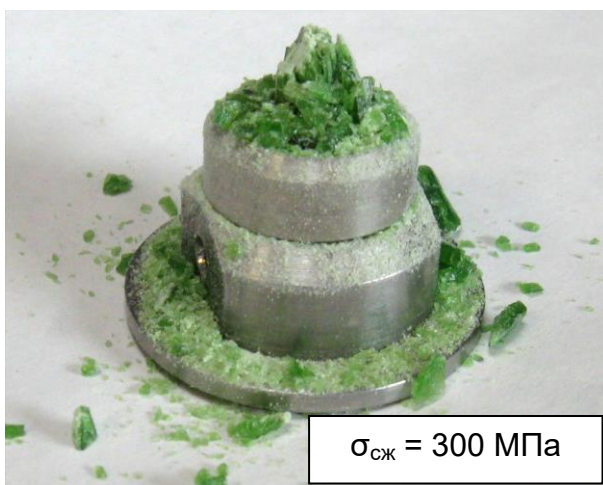
в



г

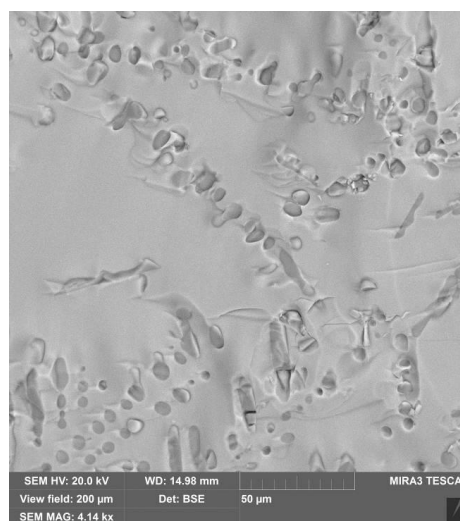
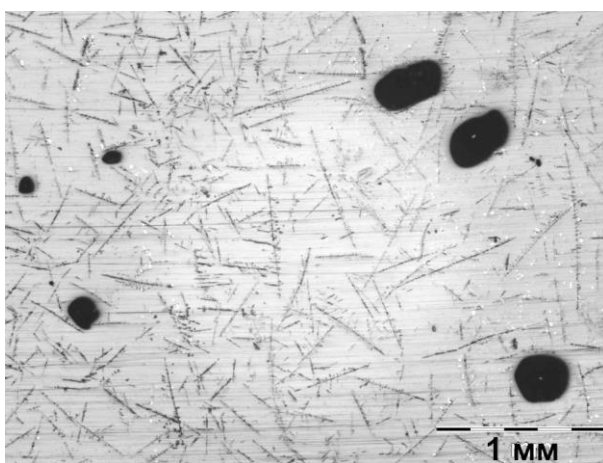
Рисунок 5 – Отработка технологий транспортно-перегрузочных работ (а), выплавки имитаторов (б) и изготовления образцов разной формы (в, г) кернов ОВАО

В ходе отработки новейшей в отрасли технологии исследований проведены внедрение уникальной транспортно-технологической схемы обращения с керноотборниками опытных кернов ОВАО ФГУП «ПО «Маяк» (рисунок 5 а), выплавка имитаторов керна с модельным стеклом (рисунок 6 б), изготовление (рисунки 5 в, г), материаловедческие испытания и анализ (рисунок 6) образцов модельного алюмофосфатного стекла. Показано, что механические и упругие свойства определяются химическим составом и структурным состоянием (в т.ч. растрескиванием) стеклянных образцов. Модуль Юнга находится на уровне 50 ГПа. Термическая склонность к расстекловыванию (с образованием кристаллической фазы $AlPO_4$ объемной долей от 13 до 90 %) может проявляться при температурах 400 °С и выше. Отработанные схемы и методики будут применены при последующих исследованиях полноразмерных кернов остеклованных ВАО.



а

б



в

г

Рисунок 6 – Результаты испытаний образцов модельных кернов при механических (а), акустических (б), оптических (в) и электронно-микроскопических (г) видах исследований

Работы выполнены в рамках договора «Материаловедческие исследования кернов остеклованных ВАО ФГУП «ПО «Маяк» № 1125/2022/61/5.8-ДОГ/61/4128-Д от 12.07.2022 между АО «ИРМ» и ФГУП «ПО «Маяк».

Н.В. Глушкова, Е.А. Кинёв, А.Е. Топорков, Е.А. Ясырев, М.В. Евсеев, А.Г. Нежданов, К.Н. Ладейщиков, В.Ю. Ярков, В.А. Цыгвинцев

Влияние облучения на механические свойства сплавов алюминия системы Al-Mg-Si

В отечественных и зарубежных исследовательских реакторах широко используются алюминиевые сплавы, в том числе в качестве конструкционного материала внутрикорпусных устройств, в частности, опорных решеток и сепараторов для размещения тепловыделяющих сборок и бериллиевых блоков в активной зоне.

Таблица 1 – Химический состав промышленных сплавов системы Al-Mg-Si

Марка сплава	Содержание элементов, масс. %					Источник
	Mg	Si	Cu	Mn	Cr	
САВ-1 ¹⁾	0,45-0,90	0,7-1,2	-	0,06	-	[2-4]
РАР-1 ²⁾	0,6-0,8	0,8-1,2	0,005	0,001	0,001	[5, 6]
6061-T6	0,87	0,58	0,37	0,015	0,18	[7]
6061-T6	1,13	0,50	0,21	0,048	0,22	[8]
6061-T651	1,0	0,6	0,3	-	0,2	[9, 10]
6061-T6	1,0	0,6	-	-	-	[11]

Марка сплава	Содержание элементов, масс. %							Источник
	Fe	Co	Mo	Zn	Ti	Ni	Al	
САВ-1 ¹⁾	0,2	0,012	0,012	0,03	0,012	0,03	Ост.	[2-4]
РАР-1 ²⁾	0,08	$1 \cdot 10^{-5}$	-	0,01	0,005	0,001	Ост.	[5, 6]
6061-T6	0,27	-	-	-	-	0,02	Ост.	[7]
6061-T6	0,42	-	-	-	-	-	Ост.	[8]
6061-T651	-	-	-	-	-	-	Ост.	[9, 10]
6061-T6	-	-	-	-	-	-	Ост.	[11]

¹⁾ - Согласно изменениям к ОСТ 1.90048-72 (Информационный указатель 1973 №5) для сплава САВ-1 устанавливается содержание Cd ($\leq 0,0001\%$) и В ($\leq 0,00012\%$); Сплав без ограничений по содержанию примесей Cd и В получил обозначение САВ-2.

²⁾ - Для сплава РАР-1 устанавливается содержание Cd ($\leq 1 \cdot 10^{-5} \%$) и В ($\leq 1 \cdot 10^{-5} \%$).

От работоспособности этих устройств зависит ресурс эксплуатации реакторов. В качестве конструкционного материала внутрикорпусных устройств в отечественных и зарубежных исследовательских реакторах выбраны алюминиевые сплавы системы Al-Mg-Si, близкие по химическому составу. Так в реакторах дизайна СССР, находящихся в эксплуатации на территории РФ и ближнего зарубежья используется сплав САВ-1Т, а в реакторах зарубежной разработки используются сплавы РАР-1, 6061-T6 и 6061-T651 в состояниях, термически обработанных на максимальную прочность.

Алюминиевые сплавы обладают достаточно высокой устойчивостью к воздействию реакторного облучения до флюенса $\sim 1,2 \cdot 10^{22}$ н/см². Однако, при более высоких флюенсах нейтронов облучение потоком тепловых и быстрых нейтронов может приводить к структурно-фазовым изменениям, изменениям механических свойств и пластичности, а также к набуханию сплавов алюминия.

Многие реакторы выработали свой назначенный проектный ресурс и требуется продление срока их дальнейшей эксплуатации.

В исследовательском реакторе ИВВ-2М в течение длительного времени, начиная с 1976 года, находится в эксплуатации опорная решетка, выполненная из алюминиевого сплава САВ-1Т. Продленный (сверх назначенного проектного срока) срок эксплуатации опорной решетки заканчивается 30.04.2025 г. Предполагается продление эксплуатации

опорной решетки до 01.01.2040 г. В соответствии с расчетами, проведенными АО «ИРМ», ожидаемые значения флюенса нейтронов на 30.04.2025 и 01.01.2040 гг. будут равны:

- соответственно $6,20 \cdot 10^{22}$ и $8,25 \cdot 10^{22}$ н/см² для тепловых нейтронов с $E < 0,625$ эВ;
- соответственно $1,24 \cdot 10^{22}$ и $1,65 \cdot 10^{22}$ н/см² для быстрых нейтронов с $E > 0,1$ МэВ.

Для проведения обоснования эксплуатации опорной решетки на новый срок с 30.04.2025 по 01.01.2040 г. необходимы данные по механическим свойствам и распуханию сплава САВ-1Т, соответствующие верхним границам для вышеуказанных флюенсов нейтронов, равных $\sim 8,25 \cdot 10^{22}$ н/см² для тепловых нейтронов с $E < 0,625$ эВ и $\sim 1,65 \cdot 10^{22}$ н/см² для быстрых нейтронов с $E > 0,1$ МэВ.

В данной работе представлен обзор экспериментальных данных, имеющих в научной литературе, по исследованию влияния реакторного облучения на изменение механических свойств и распухание сплавов алюминия: российского сплава САВ-1Т и его близких зарубежных аналогов сплавов алюминия PAR-1, 6061-T6 и 6061-T651.

Данные по параметрам реакторных испытаний сплавов алюминия суммированы в таблице 1. Согласно этим данным наибольшее количество испытаний проведено в диапазоне температур от ~ 40 до ~ 65 °С, являющимся близким к реальным условиям эксплуатации опорных решеток и сепараторов исследовательских реакторных установок.

Данные по механическим свойствам сплавов алюминия в исходном состоянии и после облучения по параметрам, указанным в таблице 2, приведены на рисунках 7 и 8 в виде графических зависимостей $R_m^T = f(F_{th})$, $R_{p0,2}^T = f(F_{th})$, $\delta_p = f(F_{th})$ и $\delta_o = f(F_{th})$.

Согласно этим данным, отмечается некоторый разброс в величинах как характеристик прочности (временного сопротивления R_m^T и условного предела текучести $R_{p0,2}^T$) так и пластичности (равномерного δ_p и общего удлинения δ_o) не только в облученном, но и в исходном состоянии. Различие в значениях временного сопротивления R_m^T в исходном состоянии находится в пределах от ~ 215 до ~ 330 МПа, а условного предела текучести $R_{p0,2}^T$ в диапазоне от ~ 155 до ~ 280 МПа. Равномерное удлинение δ_p изменяется в пределах от $\sim 7,5$ до $\sim 17,7$ %, а общее удлинение δ_o от ~ 12 до ~ 27 %. Эта разница, с одной стороны, обусловлена большим содержанием Fe, Cr и Cu в зарубежных сплавах 6061-T6 и 6061-T651 по сравнению с российским сплавом САВ-1Т, а с другой стороны, с использованием других параметров термической обработки.

Таблица 2 – Параметры реакторных испытаний сплавов системы Al-Mg-Si

Сплав состояние	Условия облучения					Т _{исп} , °С
	Реактор	Т _{обл} , °С	F_{th} , н/см ²	$F_{0,1}$, н/см ²	R_ϕ	
САВ-1Т	ИВВ-2М	54	$1,40 \cdot 10^{22}$	$2,40 \cdot 10^{21}$	5,8	25, 60
	-	-	-	-	-	20, 60, 95, 100
	ВВР-М	~ 65	$(0,07-3,00) \cdot 10^{21}$	$(0,03-1,50) \cdot 10^{21}$	2,0	20, 60, 100
	ВВР-М	~ 65	$(1,80-9,20) \cdot 10^{21}$	$(1,90-3,40) \cdot 10^{21}$	2,0	20
	СМ-2	25-75	$(1,60-2,40) \cdot 10^{22}$	$(0,53-1,20) \cdot 10^{21}$	2,0	20
	ВВР-М	40-60	-	$(0-1,20) \cdot 10^{22}$	-	20, 100

PAR-1	МАРИЯ	50	$(0-2,20) \cdot 10^{22}$	$(0-1,90) \cdot 10^{22}$	1,2	25
	ЕВА	40-60	$(0,002-1,40) \cdot 10^{22}$	$(0,002-2,10) \cdot 10^{21}$	1,2	25
6061-T6	HFIR	55	$(0,02-3,14) \cdot 10^{23}$	$(0,01-1,57) \cdot 10^{23}$	2,0	23
	Источник нейтронов	90	$(0-4,20) \cdot 10^{20}$	$(0-3,50) \cdot 10^{20}$	1,2	25, 100
6061-T651	HFIR	<97	$(0-8,00) \cdot 10^{22}$	$(0-4,40) \cdot 10^{22}$	2,0	26, 95, 100
6061-T6			$(0-1,50) \cdot 10^{23}$	$(0-8,25) \cdot 10^{22}$	0,55	23
			$1,23 \cdot 10^{23}$	$6,77 \cdot 10^{22}$	1,2	23
			$(0,27-6,40) \cdot 10^{21}$	$(0,15-3,52) \cdot 10^{21}$	5,4	23
			$1,50 \cdot 10^{23}$	$8,25 \cdot 10^{22}$	7,9	23
			$(0,47-4,23) \cdot 10^{23}$	$(0,26-2,33) \cdot 10^{23}$	21,0	23

Примечания:

$T_{\text{обл}}$ - температура облучения,

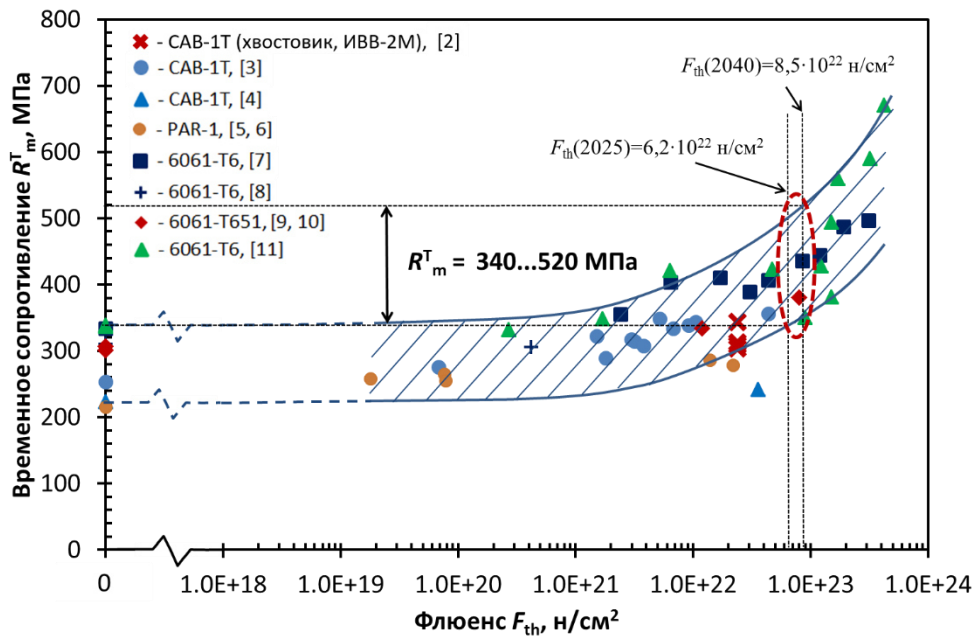
F_{th} - флюенс тепловых нейтронов с $E < 0,625$ эВ,

$F_{0,1}$ - флюенс быстрых нейтронов с $E > 0,1$ МэВ,

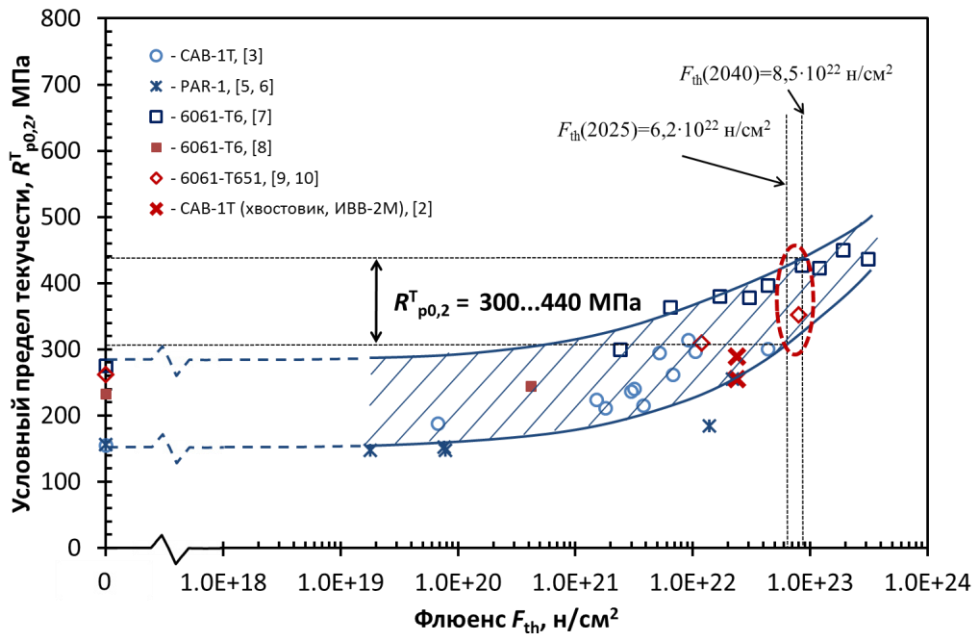
$T_{\text{исп}}$ - температура испытаний сплавов после облучения

Так в российских реакторах, и построенных СССР в странах ближнего и дальнего зарубежья, сплав САВ-1 используется после упрочняющей термообработки по режиму «Т», включающему в себя закалку сплава с температуры 520 °С (выдержка 1 ч) в воду комнатной температуры с последующим старением в естественных условиях при 20 °С в течение 7 дней. Для зарубежных сплавов применяют аналогичный режим термообработки, обозначаемый Т6 и заключающийся в закалке с температуры 522 °С (выдержка 1 ч) в воду комнатной температуры с последующим старением при температуре 160 °С в течение 18 ч, дающем максимальное упрочнение.

Следует отметить, что наблюдаемое различие в значениях прочности и пластичности сплавов алюминия российского (САВ-1Т) и зарубежного производства (6061-T6 и 6061-T651) сохраняется и в облученном состоянии (рисунки 7 и 8).

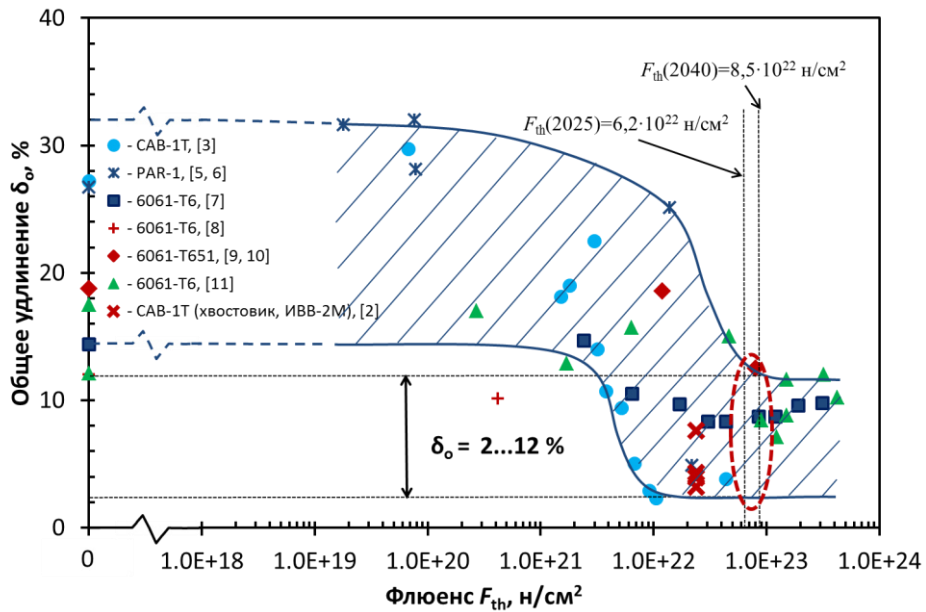


а

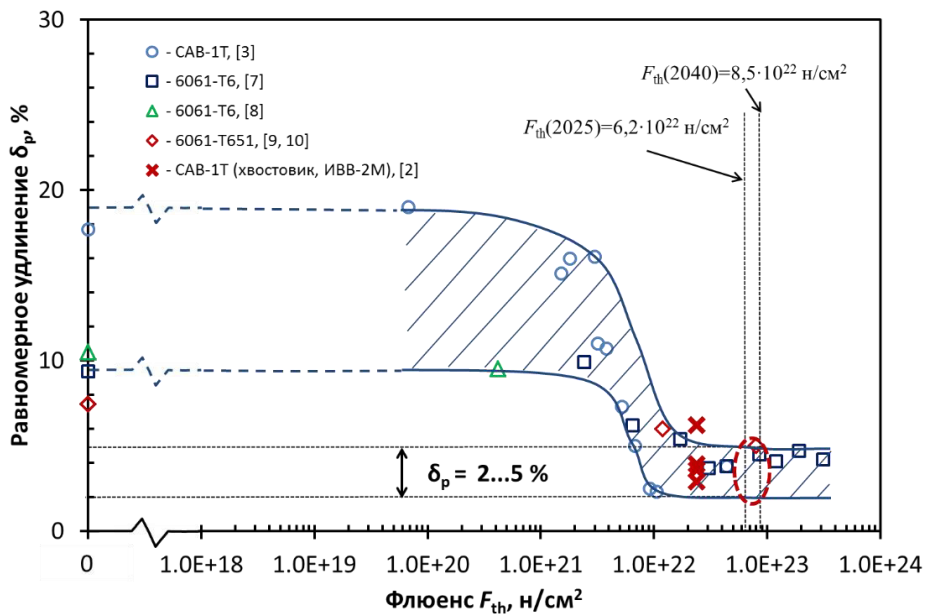


б

Рисунок 7 – Влияние флюенса тепловых нейтронов на изменение временного сопротивления R_m^T (а) и условного предела текучести $R_{p0,2}^T$ (б), измеренных при комнатной температуре, российского сплава CAB-1T и его зарубежных аналогов PAR-1 и 6061-T6, облученных в упрочненном состоянии в активных зонах исследовательских реакторов



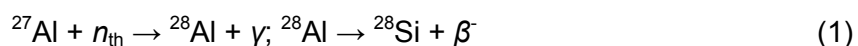
а



б

Рисунок 8 – Влияние флюенса тепловых нейтронов на изменение общего δ_o (а) и равномерного удлинения δ_p (б), измеренных при комнатной температуре, российского сплава САВ-1Т и его зарубежных аналогов PAR-1 и 6061-Т6, облученных в упрочненном состоянии в активных зонах исследовательских реакторов

Однако необходимо отметить, что отличительной особенностью характеристик прочности является сохранение ширины области разброса в значениях временного сопротивления R_m^T и условного предела текучести $R_{p0,2}^T$ практически во всем исследованном диапазоне флюенсов нейтронов, вплоть до $F_{th} \approx 4,2 \cdot 10^{23}$ н/см² (рисунок 8). В то время как ширина области разброса в значениях характеристик пластичности при достижении флюенса нейтронов $\sim 3,0 \cdot 10^{22}$ н/см² начинает сужаться (рисунок 8). Эта особенность в большей степени выражена для значений равномерного удлинения δ_p , разброс в значениях которого, равный ~ 10 % при $F_{th} \approx 2,0 \cdot 10^{21}$ н/см², резко сокращается при достижении $F_{th} \approx 1,0 \cdot 10^{22}$ н/см² до $\Delta \delta_p \approx 3$ %, который сохраняется вплоть до $F_{th} \approx 4,2 \cdot 10^{23}$ н/см² (рисунок 8б). Резкое снижение значений равномерного удлинения δ_p при наборе флюенса тепловых нейтронов $F_{th} \approx 2,0 \cdot 10^{21}$ н/см², вероятно, обусловлено накоплением в сплавах алюминия трансмутированного Si по двухступенчатой реакции.



и его реакции с магнием, растворенным в сплаве и неполностью израсходованным в необлученном сплаве, с образованием упрочняющей фазы Mg_2Si и выделений самого Si.

Обобщая данные по механическим свойствам облученных до разных флюенсов нейтронов низколегированных сплавов алюминия САВ-1Т, РАВ-1, 6061-Т6 и 6061-Т651 системы Al-Mg-Si, можно следующие выводы:

- наблюдается хорошая корреляция между экспериментальными данными, полученными различными авторами;

- прослеживается общая закономерность практического отсутствия влияния нейтронного облучения на характеристики прочности и пластичности алюминиевых сплавов САВ-1Т, РАВ-1, 6061-Т6 и 6061-Т651 при флюенсах тепловых нейтронов с $E > 0,625$ кВ до $F_{\text{th}} \approx 1,2 \cdot 10^{21}$ н/см² с сохранением значений временного сопротивления R_m^T в пределах от ~215 до ~330 МПа, условного предела текучести $R_{p0,2}^T$ в диапазоне от ~155 до ~280 МПа, равномерного удлинения δ_p на уровне ~7,5 - ~17,7 %, а общего удлинения δ_o - в пределах от ~12 до ~27 %;

- при флюенсах тепловых нейтронов (с $E > 0,625$ эВ) $F_{\text{th}} > 1,2 \cdot 10^{21}$ н/см² имеет место общая закономерность увеличения значений временного сопротивления R_m^T и условного предела текучести $R_{p0,2}^T$ с монотонным возрастанием R_m^T до ~495-670 МПа и $R_{p0,2}^T$ до ~350-435 МПа при достижении $F_{\text{th}} \approx 4,2 \cdot 10^{23}$ н/см²;

- при превышении флюенса тепловых нейтронов (с $E > 0,625$ эВ) величины $F_{\text{th}} \approx (1,2-2) \cdot 10^{21}$ н/см² имеет место снижение значений характеристик пластичности сплавов алюминия в интервале значений $F_{\text{th}} \approx (2-10) \cdot 10^{22}$ н/см²: равномерного удлинения δ_p до уровня ~2-5 % и общего удлинения δ_o - до ~2-12 %, на которых отмечается их стабилизация вплоть до достижения $F_{\text{th}} \approx 4,2 \cdot 10^{23}$ н/см².

На рисунках 7 и 8 нанесены пунктирные линии, соответствующие граничным значениям флюенсов тепловых нейтронов для следующего пролонгируемого периода эксплуатации реактора ИВВ-2М. Обе границы находятся в областях экспериментально определенных значений характеристик прочности и пластичности сплава алюминия 6061-Т6, являющегося полным аналогом российского сплава САВ-1Т. Поэтому можно полагать, что с увеличением флюенса тепловых нейтронов до значений F_{th} , соответствующих временным границам пролонгируемого срока эксплуатации реактора ИВВ-2М (2025-2040 г.), материал опорной решетки будет иметь следующие значения механических свойств (в пределах границ, обозначенных овалом с пунктирной линией красного цвета на рисунках 7 и 8:

- временного сопротивления R_m^T при комнатной температуре, находящегося в пределах от 340 до 520 МПа;

- условного предела текучести $R_{p0,2}^T$ при комнатной температуре, находящегося в пределах от 300 до 440 МПа;

- общего удлинения δ_o при комнатной температуре, находящегося в пределах от 2 до 12 %;

- равномерного удлинения δ_p при комнатной температуре, находящегося в пределах от 2 до 5 %.

Таким образом, проведенные аналитические исследования, вкупе с прогнозными расчетными оценками флюенсов тепловых нейтронов, легли в основу обоснования предельных характеристик алюминиевых сплавов для продления срока эксплуатации опорной решетки реактора ИВВ-2М на период до 2040 года.

О.А. Голосов, С.С. Хвостов

Послереакторные исследования свойств алюминиевого сплава САВ-1 после длительного облучения в реакторе ИВВ-2М

Для определения механических свойств и величины распухания сплава САВ-1, находившегося в течение длительного времени в активной зоне реактора ИВВ-2М были отобраны (по своим эксплуатационным характеристикам) 4 хвостовика бериллиевых блоков. Из этих хвостовиков был выбран хвостовик с № Ве-25 с наибольшими значениями флюенса тепловых и быстрых нейтронов и имеющий толщину стенки, позволяющую произвести вырезку компактных плоских образцов для проведения механических испытаний в продольном и поперечном направлениях хвостовика.

Хвостовик бериллиевого блока № Ве-25 изготовлен из сплава алюминия САВ-1 системы Al-Mg-Si. Хвостовик находился в эксплуатации с 1976 г. по 2011 г. и за период эксплуатации набрал следующие величины флюенса тепловых и быстрых нейтронов, равные $1,4 \cdot 10^{22}$ и $2,4 \cdot 10^{21}$ н/см² соответственно. В соответствии с данными эксплуатации бериллиевого блока температура воды в области хвостовика при номинальной мощности реактора изменялась в пределах от 44 до 66 °С при среднем значении 54 °С. В период останова реактора вода в нем находилась в пределах от 4 до 26 °С при среднем значении 12 °С. Средний коэффициент использования реактора был равен 0,71.

Определение кратковременных механических свойств.

Для проведения механических испытаний из материала хвостовика были вырезаны компактные образцы размером 40x12x1 мм в продольном и поперечном сечении хвостовика. Кратковременные механические испытания образцов были проведены методом растяжения со скоростью 1 мм/мин при комнатной температуре и 60 °С, результаты определения механических свойств сплава САВ-1 приведены в таблице 3.

Таблица 3 - Механические свойства алюминиевого сплава САВ-1 после ~36 лет эксплуатации в реакторе ИВВ-2М

Направление	$T_{исп.}, ^\circ C$	Образец	$R_{p0,2}^T$, МПа	R_m^T , МПа	$\delta_p, \%$	$\delta_0, \%$
Поперечное	комн.	1К5	289	343	3,9	4,3
		3К5	220	272	6,2	7,6
		среднее	255 ± 18	308 ± 16	5,1 ± 1,4	6,0 ± 0,7
	60	2К5	312	354	2,9	3,2
		3К6	245	341	3,6	3,9
		среднее	279 ± 22	348 ± 27	3,3 ± 0,6	3,6 ± 0,9
Продольное	комн.	1К2	235	312	14,3	15,6
		2К2	218	294	17,7	19,5
		среднее	227 ± 16	303 ± 16	16,0 ± 4,3	17,6 ± 2,1
	60	3К2	205	273	15,3	20,5
		4К2	197	290	14,2	19,1
		среднее	201 ± 16	282 ± 22	14,8 ± 2,7	19,8 ± 5,0

Значения временного сопротивления R_m^T сплава САВ-1, определенные при комнатной температуре на образцах, вырезанных в продольном и поперечном направлении, практически одинаковы и находятся в пределах от ~270 до ~345 МПа.

Это же можно сказать и про значения условного предела текучести $R_{p0,2}^T$ сплава САВ-1, определенные при комнатной температуре на образцах, вырезанных в

продольном и поперечном направлении, которые находились в пределах от ~220 до ~290 МПа (таблица 3).

С повышением температуры механических испытаний до 60 °С значения временного сопротивления R_m^T и условного предела текучести $R_{p0,2}^T$, определенные в поперечном направлении, примерно на 10 % выше по сравнению с испытаниями при комнатной температуре, в то время как значения R_m^T и $R_{p0,2}^T$, определенные в продольном направлении, наоборот, имеют на ~10 % меньшие значения при 60 °С, чем при комнатной (таблица 3). Выявленные различия связываются с анизотропией изготовления трубных заготовок.

При измерении свойств пластичности выявлено существенное влияние различия направления вырезки образцов. Так на образцах, вырезанных в поперечном направлении, наблюдаются более низкие значения равномерного δ_p и общего δ_o относительного удлинения достигающие, 5,1 и 6,0 % соответственно при 25 °С, по сравнению с данными, полученными на образцах в продольном направлении, которые почти в три раза выше (таблица 3).

Повышение температуры испытаний до 60 °С приводит к снижению почти на 30 % значений равномерного δ_p и общего δ_o относительного удлинения при испытаниях в поперечном направлении до ~3,3 ~3,6 %. Также было отмечено снижение при 60 °С равномерного δ_p и относительного удлинения на ~10 % на продольных образцах, в то время как значения общего относительного удлинения δ_o этих же образцов, наоборот, возросли на те же ~10 % по сравнению с испытаниями при 25 °С (таблица 3).

Выявленные различия в механических свойствах сплава САВ-1 облученного хвостовика № Ве-25 связаны с анизотропией изготовления трубных заготовок.

При измерении свойств пластичности выявлено существенное влияние различия направления вырезки образцов. Так на образцах, вырезанных в поперечном направлении, наблюдаются более низкие значения равномерного δ_p и общего δ_o относительного удлинения достигающие, 5,1 и 6,0 % соответственно при 25 °С, и которые почти в три раза выше по сравнению с данными, полученными на образцах, вырезанных в продольном направлении (таблица 3).

Повышение температуры испытаний до 60 °С приводит к снижению почти на 30 % значений равномерного δ_p и общего δ_o относительного удлинения при испытаниях в поперечном направлении до ~3,3 ~3,6 %. Также было отмечено снижение при 60 °С равномерного δ_p и относительного удлинения на ~10 % на продольных образцах, в то время как значения общего относительного удлинения δ_o этих же образцов, наоборот, возросли на те же ~10 % по сравнению с испытаниями при 25 °С (таблица 3).

Выявленные различия в свойствах пластичности сплава САВ-1 облученного хвостовика № Ве-25 также связываются с анизотропией изготовления трубных заготовок.

Результаты определения твердости. В дополнение к данным по определению механических свойств методом растяжения были проведены измерения твердости по Бринеллю образцов сплава САВ-1 хвостовика № Ве-25, результаты которых приведены в таблице 4.

В соответствии с РД ЭО 0027-2005 существует корреляция между числами твердости по Бринеллю HB и временным сопротивлением R_m^T , которое оценивается с использованием следующего соотношения

$$R_m^T = 9,81 \cdot K \cdot HB, \quad (1)$$

где R_m^T – временное сопротивление, МПа;

9,81 – коэффициент перевода единиц R_m^T из кгс/мм² в МПа;

K – коэффициент перевода единиц HB в МПа;

HB – твердость по Бринеллю.

Таблица 4 – Результаты определения твердости материала хвостовика № Вв-25

Измеряемая величина	Номер измерения			Среднее	СКО
	1	2	3		
Средний диаметр отпечатка, мкм	1531	1540	1530	-	-
Твердость по Бринеллю ± 6 , HBW 5/250	133	131	133	132	1

В соответствии с данными справочника для сплавов системы Al-Mg-Si только алюминиевого сплава типа дюралюминий в состоянии после закалки и старения, близкого к сплаву САВ-1, имеется рекомендуемое значения переводного коэффициента, которое равно $K \approx 0,35$.

С использованием этого значения и выражения (1) произведена расчетная оценка величины R_m^T облученного сплава САВ-1 ($R_m^T = 9,81 \cdot 0,35 \cdot 132 = 453$) которая оказалась равной ~ 453 МПа. Эта величина почти на 30 % выше значения R_m^T , полученного на основании механических испытаний методом растяжения плоских образцов. Такое различие, по всей видимости, обусловлено резким (почти в 3 раза) снижением пластичности облученного сплава САВ-1 по сравнению с необлученным. Следует отметить, что рекомендуемые справочником «Измерение твердости металлов» под ред. Ю.В. Василевича переводные коэффициенты K справедливы только для определенных границ пластичности материалов, а также указывается, что значения величины K не рекомендуются для облученных материалов. Таким образом, полученную величину $R_m^T \approx 453$ МПа из данных измерений твердости по Бринеллю следует рассматривать лишь как факультативную.

Результаты определения распухания. Распухание алюминиевого сплава САВ-1, оценивалось методом измерения изменения плотности. Определение плотности производилось в соответствии с инструкцией на набор «SARTORIUS» YDK01, входящий в комплект весов MSA 225 P-000-DI «SARTORIUS», и выполнялось гидростатическим методом с измерением веса образцов облученного сплава САВ-1 на воздухе и во вспомогательной жидкости, в качестве которой использовался керосин. Расчет плотности производился по выражению

$$\rho_i = \frac{W(a) \cdot [\rho(fl) - \rho(a)]}{0,99983 \cdot [W(a) - W(fl)]} + \rho(a), \quad (2)$$

где ρ_i – текущее значение плотность образца сплава САВ-1, г/см³;

$W(a)$ – вес образца на воздухе, г;

$\rho(fl)$ – плотность вспомогательной жидкости, г;

$\rho(a)$ – плотность воздуха при стандартных условиях, $\rho(a) = 0,012$ г/см³;

$W(fl)$ – вес образца во вспомогательной жидкости, г.

Результаты определения плотности облученного сплава САВ-1 приведены в таблице 5.

Таблица 5 – Результаты измерения плотности образцов хвостовика № Вв-25

Номер образца	Вид образца	$W(a)$, г	$W(fl)$, г	T , °С	$\rho(fl)$, г/см ³	ρ_i , г/см ³	ρ_i , г/см ³ (средняя)	СКО
К6	Пластина	0,46800	0,33110	25	0,78557	2,683	2,684	0,002
4К6	Кубик	1,83727	1,29978	25	0,78557	2,682		
К5	Пластина	1,15485	0,81750	25	0,78557	2,686		
2К5	Пластина толстая	2,29662	1,62542	25	0,78557	2,685		

Величину распухания образцов облученного хвостовика № Ве-25 из сплава САВ-1 оценивали по выражению

$$\Delta\rho = \frac{100 \cdot (\rho_o - \rho_i)}{\rho_o}, \quad (3)$$

где $\Delta\rho$ – распухание облученного сплава САВ-1, %;

ρ_o – плотность сплава САВ-1 в необлученном состоянии, г/см³;

ρ_i – плотность облученного сплава САВ-1, г/см³.

Расчетное значение распухания образцов из облученного сплава САВ-1, полученное с использованием выражения (3) и данных таблицы 5, равно ~0,6 %.

Выводы. Проведено определение механических свойств и распухания сплава САВ-1 после ~35 лет эксплуатации в качестве материала хвостовика бериллиевого блока № Ве-25 в активной зоне реактора ИВВ-2М.

Установлено, что механические свойства (временное сопротивление R^T_m , условный предел текучести $R^T_{p0,2}$, относительное δ_o и равномерное удлинения δ_p) материала хвостовика бериллиевого блока № Ве-25 сплава САВ-1, облученного в активной зоне реактора ИВВ-2М до флюенса тепловых и быстрых нейтронов $1,4 \cdot 10^{22}$ и $2,4 \cdot 10^{21}$ н/см², находятся в диапазоне значений аналогичных величин, наблюдаемых в литературных источниках при соответствующих уровнях флюенса тепловых и быстрых нейтронов

О.А. Голосов, С.С. Хвостов,
М.В. Евсеев, А.Г. Нежданов, Е.А. Кинев

Оценка текущего коррозионного состояния и прогноза на перспективу материала опорной решетки реакторе ИВВ-2М алюминиевого сплава САВ1Т

Целью работы являлась оценка коррозионного состояния опорной решетки реактора ИВВ-2М на начало и окончание прогнозируемого периода эксплуатации реактора с 2025 по 2040 гг.

Опорная решетка (черт. 04.001 ИВВ-2М) активной зоны исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М служит для установки элементов активной зоны (ТВС, Ве-блоки, ЭУ и т.д.), расположена в бассейне ИЯР ИВВ-2М, заполненном теплоносителем (химически обессоленной водой (ХОВ)).

Опорная решетка введена в эксплуатацию в 1976 г.

Решетка представляет собой плиту толщиной 180 мм, выполненную из алюминиевого сплава САВ1Т, находящегося в термически обработанном состоянии на максимальную прочность на момент установки в реактор, о чем свидетельствует буква «Т» в обозначении сплава.

Среднемесячные значения температуры теплоносителя (ХОВ) на выходе из ТВС на номинальной мощности реактора в период с 1976 по 2022 г. находились в пределах от 44 до 66 °С при среднем значении равном 54 °С. Среднее значение температуры теплоносителя (ХОВ) в активной зоне в периоды останова между циклами реактора в соответствии с было равно 12 °С. Значения рН находились в пределах 5,0 – 6,5 при среднем значении 5,7.

Для оценки коррозионного состояния опорной решетки использована эмпирическая модель коррозии низколегированных сплавов алюминия, являющаяся функцией, зависящей от многих параметров: времени, температуры, теплового потока, рН воды, скорости воды и имеющая следующий вид

$$x = [x_0^{p+1} + (p + 1) \cdot k \cdot t]^{1/(p+1)}, \quad (1)$$

где p – параметр, зависящий от растворимости в воде продуктов коррозии алюминия;
 x – толщина оксидной пленки;
 t – время.

$$p = 0.12 + 9.22 \cdot \exp\left(-\frac{C_s}{6.82 \cdot 10^{-9}}\right), \quad (2)$$

где C_s – параметр, характеризующий растворимость в воде продуктов коррозии алюминия, представляющих собой смесь байерита ($\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot 3\text{H}_2\text{O}$) и бемита ($\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot \text{H}_2\text{O}$), образующихся в воде при температурах до 130 °С, и имеющий следующий вид:

$$\ln(C_s) = -\left(-13,79 - \frac{1211,16}{T_{x/w}}\right) \cdot (0,041 \cdot H^2 - 0,41 \cdot H - 0,07), \quad (3)$$

где $T_{x/w}$ – температура в градусах Кельвина;
 H – рН воды.

Параметр k в выражении (1) учитывает перепад температуры по толщине оксидной пленки и имеет следующий вид

$$k = 3,9 \cdot 10^5 \cdot \exp\left(\frac{-6071}{T_{x/w} + A \cdot B \cdot \frac{qx}{k_T}}\right), \quad (4)$$

где A – параметр, учитывающий влияние скорости потока воды u_c и описываемый выражением следующего вида

$$A = 0,43 + \frac{3,21}{1 + \exp\left(-\frac{u_c - 13,39}{3,60}\right)}, \quad (5)$$

$T_{x/w}$ – температура поверхности на границе оксид-вода, К;

q – плотность теплового потока, МВт/м²;

x – толщина оксидной пленки, мкм;

k_T – коэффициент теплопроводности оксидной пленки, 2,25 Вт/(м·град К);

B – коррелирующий коэффициент, равный 0,37, в соответствии с рекомендациями.

Положения, принятые для проведения расчетов. Для проведения расчетных оценок толщины оксидной пленки и глубины коррозии материала опорной решетки использованы выражения (1)-(5).

Выполнение расчетов толщины оксидной пленки опорной решетки проведено по двум вариантам:

1. С использованием средних значений параметров эксплуатации, приведенных в: рН=5,7; температура воды реактора в режиме эксплуатации 54 °С и в режиме «останов» - 12 °С;

2. В консервативном варианте. Расчеты в консервативном варианте были проведены при следующих принятых положениях:

– для работы на номинальной мощности реактора принято максимальное значение температуры теплоносителя (ХОВ) в области расположения опорной решетки, равное 66 °С, зафиксированное в рабочих журналах;

– максимальное значение температуры теплоносителя (ХОВ) в режиме останова реактора принято, равное комнатной 26 °С (максимальное зафиксированное в рабочих журналах);

– значение рН теплоносителя (ХОВ) принято равным верхней границе по ОСТ 95 10134-91 рН(25 °С)=6,5, что эквивалентно рН≈6,0 при температуре ~66 °С;

- скорость движения теплоносителя (ХОВ) в области расположения опорной решетки на основании оценки, выполненной в, принята равной 0,03 м/с;
- максимальное энерговыделение в материале опорной решетки принято равным 2,0 Вт/г на основании оценок, выполненных в;
- для коэффициента использования реактора (КИР) на периоды с 1976 по 2022 г. использованы табличные значения из работы, а на 2023, 2024 гг. и прогнозируемый период продления эксплуатации реактора ИВВ-2М с 2025-2050 гг. принят равным 0,706, как среднее значение за период времени эксплуатации реактора с 2008 по 2022 гг.;
- расчет толщины оксидной пленки проводился поэтапно: для каждого года в отдельности сначала производилась оценка толщины за все суммарное время работы реактора по микрокампаниям на номинальной мощности, а затем за все суммарное время в режиме «останова».
- при оценке глубины коррозии на основании данных по коррозии алюминия в воде, принято консервативное значение выноса продуктов коррозии алюминия в воду, равное 50 % (в пересчете на металл).

Результаты расчетов. Расчеты, выполненные по варианту 1 (по средним значениям параметров эксплуатации реактора ИВВ-2М), показывают, что коррозия материала опорной решетки (сплав САВ1Т) на начало и конец прогнозируемого срока эксплуатации реактора ИВВ-2М будет иметь невысокие значения по толщине оксидной пленки x и по глубине проникновения коррозии h в металл: толщина оксидной пленки x будет находиться в пределах от ~18 до ~19 мкм, глубина коррозии h на уровне ~11-12 мкм.

Расчеты в консервативном приближении дают более высокие значения: ожидаемые значения толщины оксидной пленки будут находиться в диапазоне от ~109 до ~129 мкм соответственно на начало и конец прогнозируемого срока эксплуатации реактора, а глубина коррозии - в пределах от ~65 до ~80 мкм.

С использованием полученных значений по толщине оксидной пленки x и глубине коррозии h произведена оценка возможных изменений диаметра посадочных отверстий в опорной решетке и диаметра хвостовиков по выражению следующего вида

$$\Delta D = D_0 - D_i = 2 \cdot (x - h), \quad (6)$$

где D_0 - диаметр отверстий по ЧТД,

D_i - диаметр отверстий на текущую дату оценки.

Расчетные значения изменения диаметра отверстий в опорной решетке по средним значениям параметров эксплуатации реактора будут находиться в пределах от ~24 до ~27 мкм, а в консервативном варианте – в пределах от ~77 до ~98 мкм.

Учитывая, что в соответствии с ЧТД зазор между опорной решеткой и хвостовиками элементов АЗ без учета допусков составляет 500 мкм, а с учетом допусков может достигать 576 мкм, то можно считать, что заклинивания хвостовиков в опорной решетке не произойдет в течение всего прогнозируемого срока эксплуатации реактора с 2025 по 2040 гг.

О.А. Голосов

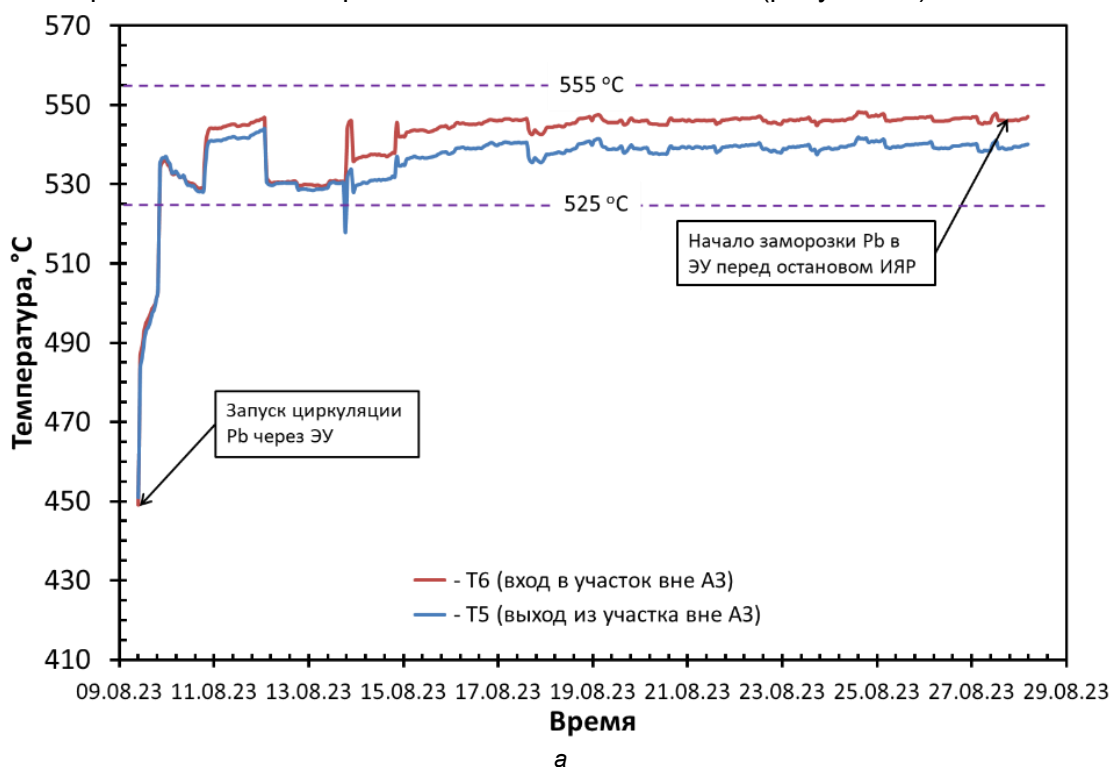
Реакторные коррозионные испытания аустенитной хромоникелевой стали ЭП302-Ш в свинце, содержащем кислород

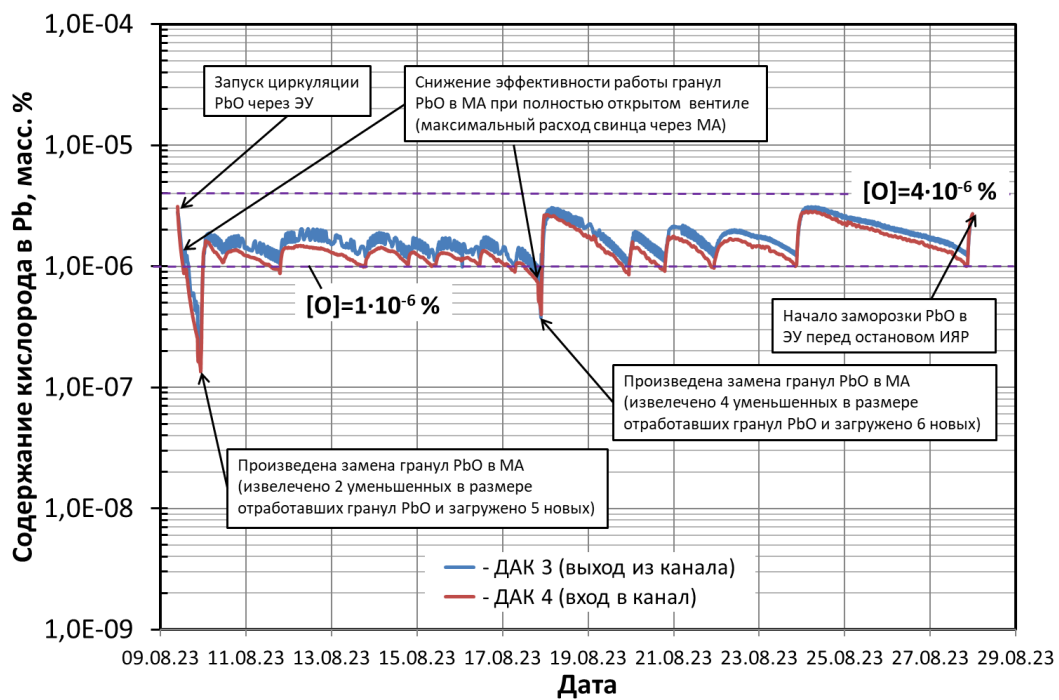
В период с 21.04.2023 по 18.09.2023 г. в течение 7 реакторных циклов работы ИЯУ ИВВ-2М были проведены ресурсные коррозионные реакторные испытания образцов аустенитной хромоникелевой стали ЭП302-Ш в свинцовом теплоносителе, содержащем

кислород. Общая длительность коррозионных испытаний составила 2720 ч, из которых при требуемой температуре 540 ± 15 °С в течение 2558 ч. Флюенс нейтронов с $E > 0,1$ МэВ на образцах стали, испытанных в условиях реакторного облучения, находился в пределах $(0,54-1,22) \cdot 10^{21}$ н/см². Среднее содержание кислорода в области расположения образцов в ЭУ в течение шести из семи циклов реакторных испытаний находилось в пределах от $0,8 \cdot 10^{-6}$ до $1,8 \cdot 10^{-6}$ масс. %. В период 2-го цикла реакторных испытаний имело место кратковременное (до ~80 ч) снижение содержания кислорода до уровня $(0,4-3,8) \cdot 10^{-8}$ масс. % и кратковременное (до 326 ч) повышенное содержание кислорода в Рв в пределах $(2,7-9,9) \cdot 10^{-5}$ масс. %. Скорость движения свинца – 0,2-0,3 м/с.

Характерные зависимости изменения температуры и содержания кислорода в период шестого цикла коррозионных испытаний приведены на рисунке 9.

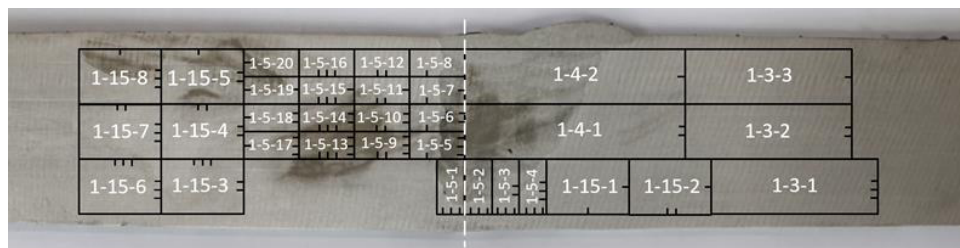
Испытаниям подвергались образцы основного металла (ОМ) и сварных соединений (СС) из стали ЭП302-Ш следующих размеров: 40x10x1,2 мм – 8 шт., 30x10x1,2 мм – 8 шт., 15x10x1,2 мм – 8 шт., 5x10x1,2 мм – 20 шт. Схема вырезки образцов из пластин сварных соединений приведена на рисунке 10. Половина образцов каждого типоразмера использовалась для испытаний вне облучения, другая половина образцов - для испытаний в активной зоне реактора (АЗ). Образцы устанавливались в однотипные навески с одинаковым расположением образцов по ходу движения свинца, навески располагались в одном облучательном устройстве, при этом навеска для испытаний вне облучения располагалась на расстоянии ~250 мм выше АЗ (рисунок 11).



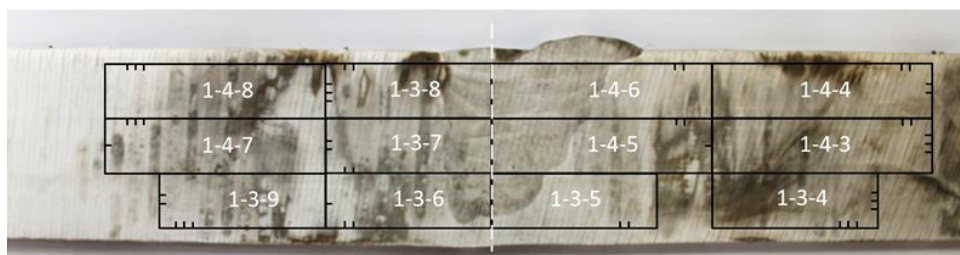


б

Рисунок 9- Кинетика изменения температуры (а) и содержания кислорода (б) в период шестого цикла коррозионных испытаний



а



б

Рисунок 10 – Схемы раскроя пластин на образцы: а - пластина № 1; б - пластина № 2

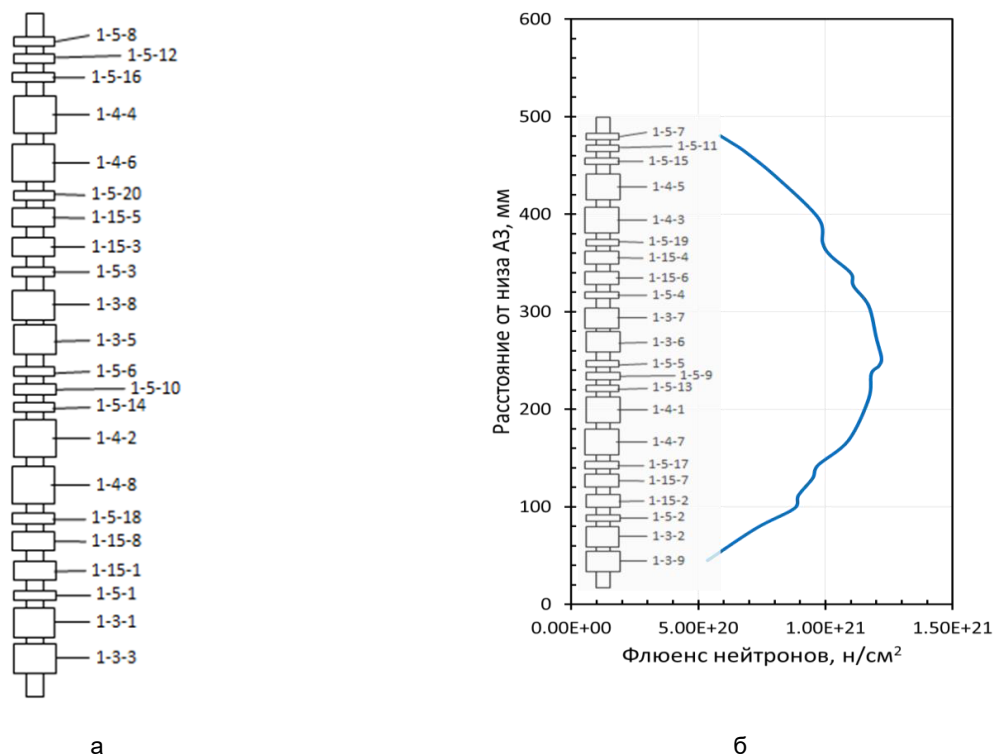


Рисунок 11 - Схема расположения образцов стали ЭП302-Ш в навесках для испытаний вне облучения (а) и под облучением (б), движение потока свинца сверху в низ После испытаний облучательное устройство с навесками образцов было передано в корпус защитных камер для проведения материаловедческих исследований.

О.А. Голосов, Е.В. Шабельников, С.С. Хвостов

Актуализация физической и математической работы автономных радиоизотопных источников питания конденсаторного типа с жидким электролитом

Потребность в малогабаритных источниках энергии, способных удовлетворить запросы быстроразвивающихся направлений науки и техники (микроэлектроника, медицина, космос, оборонная промышленность и др.) неуклонно возрастает, особенно там, где применение традиционных электрохимических источников питания нерентабельно или невозможно. К числу инновационных источников энергии относятся радиоизотопные автономные источники питания (РАИП) на основе самозаряжающихся суперконденсаторов. Конструктивно РАИП не содержат полупроводниковых материалов, поэтому допускают использование высокоэнергетичных бета-излучающих радионуклидов, например $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, разрушающих полупроводниковые структуры бетавольтаических преобразователей в течение относительно короткого времени.

Целью выполненного этапа НИР является разработка математической модели радиоизотопного источника питания, призванная на математическом уровне описать работу РАИП и произвести расчеты его конструктивных характеристик, оптимизированных для выбранного радионуклида.

Основные закономерности взаимодействия заряженных частиц с веществом

При прохождении через вещество заряженные частицы теряют свою энергию в среде за счет электромагнитного взаимодействия с электронными оболочками молекул (основной механизм), приводящего к их ионизации и возбуждению, а также в результате

взаимодействия с кулоновским полем ядер и электронов, при котором инициируется тормозное рентгеновское излучение. Соответственно, потери энергии при этих взаимодействиях называются ионизационными и радиационными.

Взаимодействие частиц с веществом зависит от их типа, заряда, массы и энергии, а также от таких характеристик вещества, как плотность, атомный номер вещества, средний ионизационный потенциал вещества. Каждое взаимодействие приводит к потере энергии частицей и изменению траектории ее движения. Для различных веществ потери энергии на ионизацию и излучение будут различными, как и величина критической энергии самой частицы $E_{кр}$, при которой ее ионизационные потери равны радиационным. Для электронов при энергиях менее 1 МэВ ионизационные потери энергии преобладают над радиационными, и в рассматриваемой модели они принимаются как основной механизм потерь энергии электронами.

Если пролетающая через вещество бета-частица имеет энергию большую, чем энергия связи электрона в атоме, удельные ионизационные потери энергии в нерелятивистском случае ($E_e \ll m \cdot c^2$) описываются формулой Бете – Блоха:

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{ион}^e = \frac{4\pi e^4}{m_e \vartheta^2} nZ \left[\ln \frac{m_e \vartheta^2}{2I_{ион}} - \frac{1}{2} \ln 2 + \frac{1}{2} \right] \quad (1)$$

где m_e – масса электрона, кг; u – скорость частицы, м/с; e – заряд электрона, Кл; Z – заряд атомов вещества, n – плотность электронов в веществе, г/см³; $I_{ион}$ – средний ионизационный потенциал атомов вещества среды, через которую проходит частица.

Оценка потоков первичных и вторичных электронов в рабочем электроде и противоэлектроде

В общем виде зависимость потока первичных электронов источника излучения от толщины электрода имеет вид:

$$W(d_c) = \alpha \cdot A \cdot \frac{\lambda_c}{d_c} \cdot \exp\left(-\frac{d_c}{\lambda_c}\right) \cdot \exp\left(\frac{d_3}{\lambda_3}\right) \quad (3)$$

где λ_c – длина свободного пробега электрона в электроде, см;

d_c – толщина электрода, см;

d_3 – толщина электролита, см;

λ_3 – длина свободного пробега электрона в электролите, см.

Электрод имеет высокую пористость со средним размером пор 1,5 нм. Поры заполнены электролитом, и, следовательно, можно принять $\lambda_3 \approx 1,5$ нм. Поскольку $d_3 \ll \lambda_3$, множитель $\exp(d_3/\lambda_3)$ стремится к единице. Выражение для потока первичных электронов от источника излучения принимает вид:

$$W(d_c) = \alpha \cdot A \cdot \frac{\lambda_c}{d_c} \cdot \exp\left(-\frac{d_c}{\lambda_c}\right) \quad (4)$$

Однако, эта формула применима в случае $d_c > \lambda_c$, в противном случае отношение λ_c / d_c нужно заменить единицей, поскольку электроны будут вылетать из электрода.

Окончательный вид расчетных формул для потоков электронов, вылетевших из электрода, содержащего источник ионизирующего излучения ^{90}Sr и ^{90}Y следующий:

$$W_{1Sr}(d_c) = \begin{cases} \alpha \cdot A \cdot \exp\left(-\frac{d_c}{\lambda_{cSr}}\right) & \text{если } d_c < \lambda_{cSr} \\ \alpha \cdot A \cdot \frac{\lambda_{cSr}}{d_c} \cdot \exp\left(-\frac{d_c}{\lambda_{cSr}}\right) & \text{в ином случае} \end{cases} \quad (5)$$

$$W_{1Y}(d_c) = \begin{cases} \alpha \cdot A \cdot \exp\left(-\frac{d_c}{\lambda_{cY}}\right) & \text{если } d_c < \lambda_{cY} \\ \alpha \cdot A \cdot \frac{\lambda_{cY}}{d_c} \cdot \exp\left(-\frac{d_c}{\lambda_{cY}}\right) & \text{в ином случае} \end{cases} \quad (6)$$

Здесь и далее индексы параметров, содержащие символы “Sr” или “Y”, указывают на радионуклиды ^{90}Sr или ^{90}Y , индекс “с” указывает на углеродный электрод, символ “э” указывает на электролит, индексы “1” или “2” указывают на первый (рабочий – электрод, содержащий радионуклиды) или второй (противоэлектрод) электроды.

Графики изменения расчетных потоков электронов с изменением толщины электрода приведены на рисунке 12.

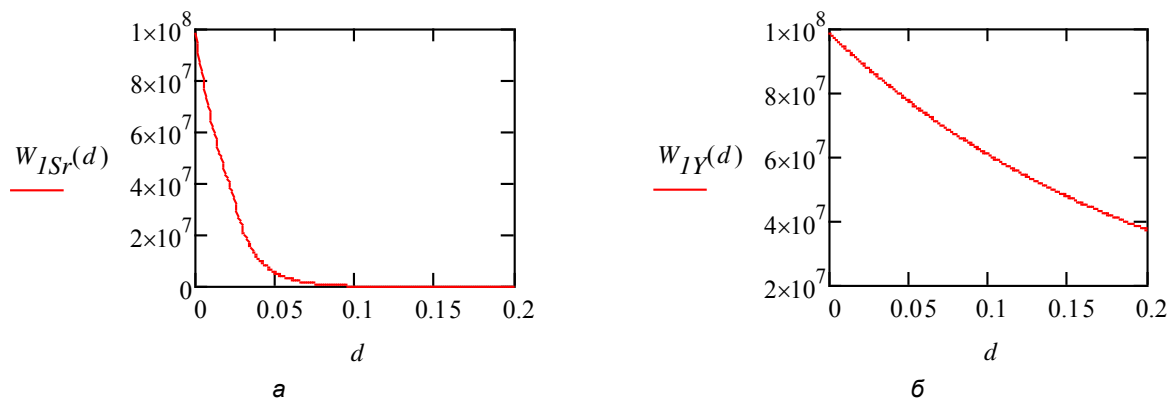


Рисунок 12 – Изменение расчетных потоков электронов, вылетевших из электрода, содержащего источник ионизирующего излучения ^{90}Sr (а) и ^{90}Y (б) в зависимости от толщины электрода

Количество первичных электронов W_{c1Sr} и W_{c1Y} для ^{90}Sr и ^{90}Y , поглощенных в объеме электрода (с затратой энергии на ионизацию) при заданной толщине электрода d_c определим как разницу между активностью (первичный поток) и соответствующим потоком W_{c1} , дошедшим до границы электрода:

$$W_{c1Sr} = A - W_{1Sr}(d_c) \quad (7)$$

$$W_{c1Y} = A - W_{1Y}(d_c) \quad (8)$$

Число вторичных электронов, образовавшихся при поглощении первичных электронов с ионизацией электролита с энергией ионизации I_{ioncp} , определим через следующие расчетные формулы:

$$N_{\text{втор}} = W_{c1Sr} \cdot \frac{E_{Sr}}{I_{ioncp}} \quad (9)$$

$$N_{\text{втор}} = W_{c1Y} \cdot \frac{E_Y}{I_{\text{ионсп}}} \quad (10)$$

Суммарное количество вторичных электронов, образованных в рабочем электроде от ^{90}Sr и ^{90}Y :

$$N_{\text{вторСумм}} = N_{\text{вторSr}} + N_{\text{вторY}} \quad (11)$$

Для второго электрода, отделенного от рабочего электрода сепаратором толщиной 0,02 см, справедливы следующие соотношения:

$$d_{c1} = d_c + 0,02 \quad (12)$$

$$d_{c2} = 2d_c + 0,02 \quad (13)$$

Потоки первичных электронов в противоэлектроде для ^{90}Sr и ^{90}Y по аналогии с предыдущими выражениями определим следующими соотношениями:

$$W_{2Sr}(d_{c2}) = \begin{cases} \alpha \cdot A \cdot \exp\left(-\frac{d_{c2}}{\lambda_{cSr}}\right) & \text{если } d_{c2} < \lambda_{cSr} \\ \alpha \cdot A \cdot \frac{\lambda_{cSr}}{d_{c2}} \cdot \exp\left(-\frac{d_{c2}}{\lambda_{cSr}}\right) & \text{в ином случае} \end{cases} \quad (14)$$

$$W_{2Y}(d_{c2}) = \begin{cases} \alpha \cdot A \cdot \exp\left(-\frac{d_{c2}}{\lambda_{cY}}\right) & \text{если } d_{c2} < \lambda_{cY} \\ \alpha \cdot A \cdot \frac{\lambda_{cY}}{d_{c2}} \cdot \exp\left(-\frac{d_{c2}}{\lambda_{cY}}\right) & \text{в ином случае} \end{cases} \quad (15)$$

Соответственно, для потоков первичных электронов, дошедших в противоэлектроде до его границы (т.е. до точки d_{c2}) и прошедших через него далее, расчет дает:

$$W_{c2Sr} = W_{2Sr}(d_{c1}) - W_{2Sr}(d_{c2}) \quad (16)$$

$$W_{c2Y} = W_{2Y}(d_{c1}) - W_{2Y}(d_{c2}) \quad (17)$$

Число вторичных электронов, образовавшихся в противоэлектроде при поглощении первичных электронов и ионизации электролита с энергией ионизации $I_{\text{ионсп}}$, равно:

$$N_{\text{вторSr}} = W_{c2Sr} \cdot \frac{E_{Sr}}{I_{\text{ионсп}}} \quad (18)$$

$$N_{\text{втор}Y2} = W_{c2Y} \cdot \frac{E_Y}{I_{\text{ионср}}} \quad (19)$$

$$N_{\text{вторСумл2}} = N_{\text{вторСл2}} + N_{\text{втор}Y2} \quad (20)$$

Прохождение вторичных электронов в объеме рабочего электрода, в порах которого находится электролит, сопровождается производительной ионизацией электролита и зарядкой двойного электрического слоя на границе рабочего электрода. Выход вторичных электронов за пределы рабочего электрода в объем противоиэлектрода сопровождается непроизводительной ионизацией электролита в его порах и зарядкой двойного электрического слоя на поверхности противоиэлектрода. ЭДС, генерируемая в противоиэлектроде, направлена против ЭДС рабочего электрода, уменьшая общее напряжение, развиваемое ячейкой. Это снижает эффективность преобразования энергии (КПД) радиоизотопного распада в электрическую энергию. Выход первичных и вторичных электронов за пределы объема ячейки сопровождается потерей энергии этих электронов. При оптимальной конструкции ячейки ее геометрические параметры выбираются так, чтобы пробег первичных и вторичных электронов максимально ограничивался объемом рабочего электрода.

Расчет электрических характеристик ячейки

Максимальный ток, генерируемый в рабочем электроде при перескоке вторичных электронов через потенциальный барьер ДЭС, равен:

$$I_{\text{max1}} = N_{\text{вторСумл1}} \cdot e \quad (21)$$

где $e = 1,6 \cdot 10^{-19}$ – заряд электрона, Кл.

Ток ионизационных потерь, возникший в противоиэлектроде, равен

$$I_{\text{max2}} = N_{\text{вторСумл2}} \cdot e \quad (22)$$

Максимальный ток, генерируемый ячейкой, равен:

$$I_{\text{max}} = I_{\text{max1}} - I_{\text{max2}} \quad (23)$$

При найденном значении максимального тока, генерируемого в ячейке вторичными электронами, напряжение и мощность равны:

$$U_{\text{яч}} = I_{\text{max}} \cdot R_{\text{яч}} \quad (24)$$

$$P_{\text{яч}} = I_{\text{max}} U_{\text{яч}} \quad (25)$$

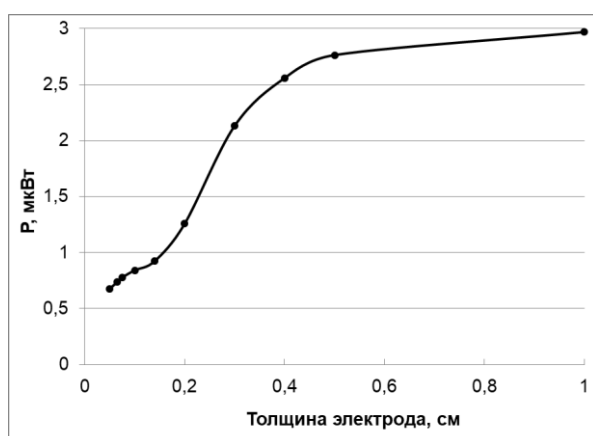
$$P_{\text{уд}} = \frac{P_{\text{яч}}}{V_{\text{яч}}} \quad (26)$$

Оптимизация параметров конденсаторной ячейки

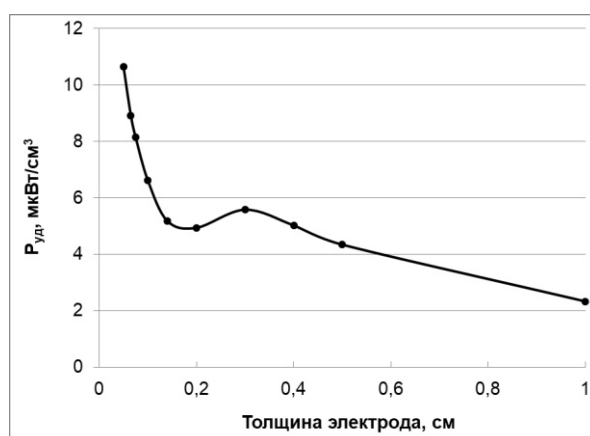
Расчеты, описанные выше, проведены для различных конфигураций ячеек. Варьировалась толщина электродов симметричного СК в диапазоне от 0,01 до 1 см. Активность равновесной смеси радионуклидов $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ при этом оставалась неизменной и составляла 4 мКи. В таблице 6 и на рисунке 13 приведены результаты расчетов.

Таблица 6 – Результаты расчетов электрических и энергетических характеристик самозаряжающегося суперконденсатора с различной толщиной электродов и суммарной активностью $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ 4 мКи

d_c , см	$P_{уд}$, мкВт/см ³	$P_{яч}$, мкВт	U, В	I_{max} , мкА
0,05	10,6	0,677	0,582	1,16
0,065	8,92	0,738	0,607	1,22
0,075	8,14	0,777	0,623	1,25
0,1	6,62	0,842	0,649	1,30
0,14	5,19	0,924	0,68	1,36
0,2	4,94	1,26	0,793	1,59
0,3	5,58	2,13	1,032	2,07
0,4	5,03	2,56	1,131	2,26
0,5	4,35	2,76	1,176	2,35
1	2,33	2,97	1,219	2,44



а



б

Рисунок 13 – Зависимость электрической мощности (а) и удельной мощности (б) радиоизотопного симметричного суперконденсатора от толщины его электродов

Результаты расчетов в соответствии с актуализированной физической и математической моделью показывают, что с увеличением толщины электродов радиоизотопного симметричного суперконденсатора общая мощность ячейки возрастает, причем, начиная с толщины 4 мм, темп увеличения мощности замедляется, и после 5 мм зависимость выходит на стационарное плато. Дальнейшее увеличение толщины электродов не приводит к увеличению мощности, что объясняется полным поглощением вторичных электронов в объеме ячейки.

Бутаков Д.С., Мелких А.В., Келлер Н.В., Аскарова А.А., Плюхина В.Я.,
Николкин В.Н., Дегтярева Е.В., Тарасов С.В., Золотавин А.А.

Анализ проблем и выбор актуальных направлений исследований коррозии циркониевых сплавов, используемых в ядерных энергетических реакторах РФ с водным теплоносителем.

Работа выполнена в рамках подготовки Технического задания поисковой НИОКР «Проведение экспериментальных исследований воздействия отложений продуктов коррозии первого контура различного состава на характеристики нодулярной коррозии ТВС водо-водяных реакторов с повышенной энергетической мощностью».

Проблемы достижения высокой коррозионной стойкости цирконий – ниобиевых сплавов, используемых в ядерных реакторах на тепловых нейтронах с водным теплоносителем, периодически появлялись, начиная с 70 – годов прошлого века. Их можно разделить на производственные, обусловленные технологическими процессами изготовления топливных каналов (ТК), твэлов и тепловыделяющих сборок (ТВС) и эксплуатационные, связанные с водно-химическими режимами (ВХР), воздействием реакторного облучения, температурой, давлением, паросодержанием теплоносителя и некоторыми другими параметрами эксплуатации различных типов ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с водным теплоносителем.

В настоящее время, благодаря совершенствованию технологии и повышению культуры производства циркониевых элементов конструкций и строгое поддержание режимов эксплуатации, вероятность проявления локальных коррозионных дефектов (нодулярная коррозия) сведена к минимуму. Однако, как показали последние результаты исследования твэлов после различных сроков эксплуатации на АЭС, возможность их возникновения полностью не исключена, как и их проявления в будущем. Длительная эксплуатация атомных электростанций, имеющих энергоблоки с кипением теплоносителя (РБМК, ВВЭР), показала, что через некоторый промежуток времени (инкубационный период) на поверхности ТВС в условиях нейтронного облучения зарождаются локальные коррозионные повреждения (нодулярная коррозия), скорость которой на порядок превышает скорость равномерной коррозии.

Известно, что коррозионностойкие стали и сплавы первого контура на энергоблоках ВВЭР подвержены общей коррозии с образованием оксидных пленок. Коррозионные процессы приводят к образованию прочно сцепленного с поверхностью металла оксидного слоя и к растворению его определенной части в циркулирующем потоке теплоносителя. Вследствие этого на поверхности защитной оксидной пленки, образующейся на конструктивных элементах ТВС, изготовленных из циркониевых сплавов, формируются отложения продуктов коррозии первого контура реакторной установки. Скорости процессов кристаллизации из раствора и осаждения взвесей на теплопередающих поверхностях ТВС существенно возрастают при наличии кипения. В процессе нормальной эксплуатации ВВЭР отложения на оксидных пленках являются очень тонкими, поэтому их влияние на скорость коррозии оболочек незначительное. Вместе с тем, многолетние исследования нодулярной коррозии после эксплуатации циркониевых сплавов на АЭС с РБМК, PWR и даже ВВЭР 440 и 1000 позволяют считать, что важнейшей причиной, приводящей к зарождению и развитию локальной коррозии, являются отложения продуктов коррозии первого контура.

Таким образом, из результатов проведенного анализа ожидаемыми проблемами коррозионного поведения твэлов и ТВС при эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР являются:

1. Образование толстых оксидных пленок белого цвета различных размеров толщиной до 60 – 80 мкм на отдельных твэлах отдельных ТВС вероятно связанных с отклонениями от технологического процесса подготовки поверхности или загрязнением их поверхности персоналом при сборке, хранении, транспортировании и других

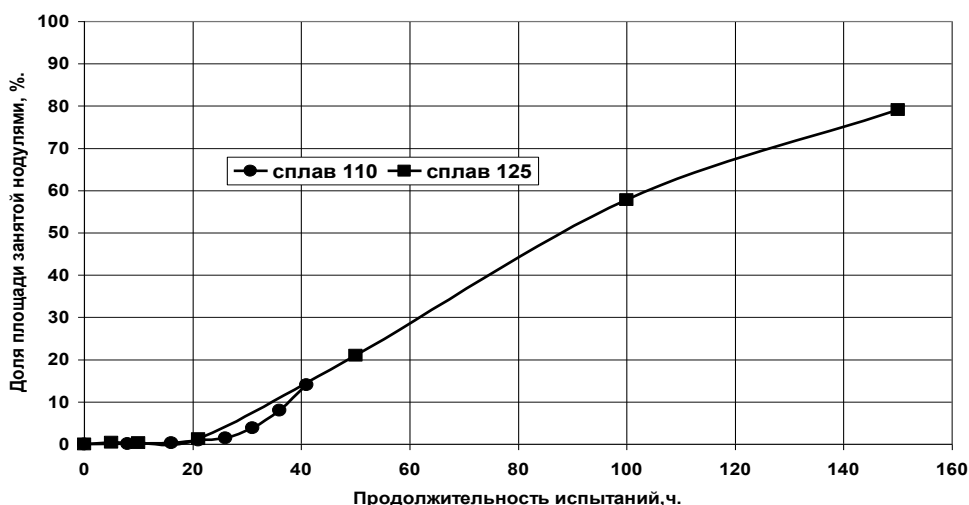
операциях с ТВС. Появление таких участков не связано с условиями эксплуатации на АЭС.

2. Превышение предельно допустимой толщины образующейся оксидной пленки на поверхности оболочек твэлов за период топливной кампании действующих АЭС с реакторами ВВЭР 440 и 1000 при увеличении выгорания ядерного топлива, длительности топливной кампании и повышении мощности реакторной установки относительно проектных. Вероятной причиной увеличения скорости коррозии являлось кипение теплоносителя и формирование слоя отложений продуктов первого контура реакторной установки.

3. Режим эксплуатации ВВЭР-1200 предусматривает увеличение температуры теплоносителя и поверхности твэлов по сравнению с ВВЭР-1000. По величине максимального паросодержания теплоноситель 1-го контура ВВЭР-1200 приближается к теплоносителю РБМК и, следовательно, в зависимости от условий эксплуатации через определенный инкубационный период возможно проявление нодулярной коррозии. Длительность инкубационного периода и максимальная глубина коррозионных повреждений на настоящий момент не установлены, что требует дополнительных экспериментальных исследований.

В АО «ИРМ» в рамках исследований механизмов и кинетики развития коррозии цирконий – ниобиевых сплавов разработаны физико-химическая и математическая модели нодулярной коррозии циркониевых сплавов, выявлены причины, приводящие к ее появлению, разработаны методики, защищенные патентами, и впервые в мире проведены лабораторные кинетические исследования НК на образцах, изготовленных из циркониевых труб топливных каналов и оболочек твэлов РБМК. Было показано, что в появлении нодулярной коррозии играют локальные включения химических или интерметаллических соединений, присутствующих в циркониевых сплавах, а также отложения продуктов коррозии первого контура АЭС на поверхностях труб.

Расчетными исследованиями, выполненными в АО «ИРМ» для условий эксплуатации РБМК было показано, при отсутствии отложений продуктов коррозии первого контура или наличии тонких отложений с высоким удельным электрическим сопротивлением переноса электронов по поверхности формирующихся продуктов коррозии стальных конструкций первого контура, локальное ускоренное образование оксидной пленки циркония не происходит.



а

Рисунок 14 - Изменение доли площади, занимаемой нодулями на сплаве 125 и оболочках твэлов из сплава 110.

Разработанные в АО «ИРМ» методики и оборудование позволяют не только изучать склонность сплавов циркония к нодулярной коррозии, но и проводить исследование ее кинетики. На рисунке 14 представлены результаты исследования изменения доли площади, занимаемой нодулями на сплаве 125 и оболочках твэлов из сплава 110, (с различной продолжительностью испытаний циркониевых сплавов Zr-1 % Nb и Zr-2,5 % Nb в соответствии со способом, изложенном в патентах.

Из результатов исследований НК конструкций ТВС РБМК после эксплуатации, разработанных физико-химической, эквивалентной электрической и математической моделей, а также кинетических и расчетных исследований сплава 110 следует, что изменение элементного и фазового составов отложений продуктов коррозии 1-го контура РУ оказывает определяющее влияние на продолжительность первого участка (инкубационного периода) и скорость второго участка кинетической кривой НК. Для экспериментальной оценки степени воздействия состава, толщины отложений, ВХР теплоносителя АЭС с ВВЭР, температуры и продолжительности эксплуатации необходимо проведение коррозионных исследований с использованием разработанных в АО «ИРМ» методик.

Для выбора объектов и основных параметров испытаний при разработке Технического задания для проведения дальнейших коррозионных исследований в результате проведенного детального анализа включены отложения следующего химического состава: магнетит - Fe_3O_4 , нестехиометрическую шпинель - $Ni_xFe_{3-x}O_4$, стехиометрическую шпинель - $NiFe_2O_4$, KBO_2 и $LiBO_2$, а также боннакордит - Ni_2FeBO_5 и H_3BO_3 , а также примеси: NiO, Ni, Gr, Mn, Fe, Li, Ca^{2+} , Mg^{2+} , $SiO_2 \cdot nH_2O$, Cl-, F-, SO_4^{2-} , включая соединения Ni, содержащегося в теплоносителе преимущественно в виде $NiFe_2O_4$ и аморфной структуры Ni, NiO.

Для разработки и последующего внедрения мероприятий по минимизации локальных коррозионных повреждений оболочек твэлов ТВС водо-водяных реакторов с повышенной энергетической мощностью в ТЗ на выполнение работ включены:

1. Исследование влияния состава отдельных компонентов или смесей компонентов и свойств (электропроводности, толщины слоя и гранулометрического состава) отложений ПК первого контура на НК оболочек твэлов реакторов. По результатам выполненных исследований проводится отбор состава отложений, оказывающих наиболее значимое влияние на зарождение и рост размеров нодулярных коррозионных повреждений.

2. Исследование влияния температуры на кинетику и характеристики НК по высоте твэла при испытаниях в выявленных отдельных компонентах или смесях отложений ПК.

3. Исследование влияния реакторного облучения в исследовательском реакторе ИВВ-2М на кинетику и характеристики НК при испытаниях в выявленных отдельных компонентах или смесях отложений ПК.

В.И. Перехожев, Л.П. Синельников.

Оценка технического состояния циркониевых частей экспериментальных каналов реактора ИВВ-2М в обоснование продления эксплуатации

В 1966 году был осуществлен физический пуск исследовательского реактора ИВВ-2. В 1975 году была проведена реконструкция реактора с заменой корпуса и экспериментальных каналов (ЭК) для нейтронной дифракции. Физический пуск модернизированного исследовательского ядерного реактора (ИЯР) ИВВ-2М состоялся 19.02.1976 г. В 2007 году было обосновано и принято решение о продлении срока

эксплуатации ИЯР ИВВ-2М до 2025 года. В настоящее время проводится обоснование дополнительного срока эксплуатации до 2040 года по методике, разработанной Главным конструктором АО «НИКИЭТ».

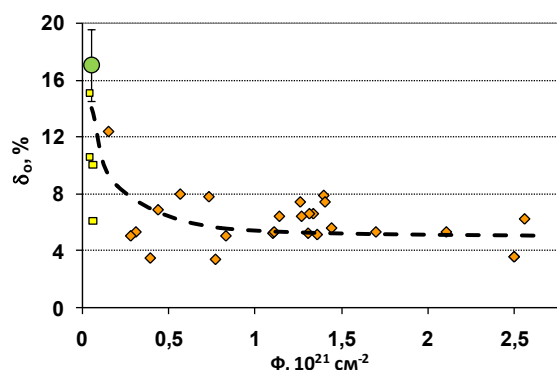
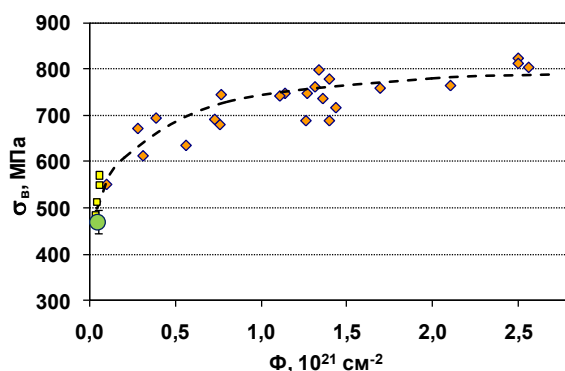
В перечень элементов реактора ИВВ-2М, требующих обследования и обоснования, входят горизонтальные и вертикальные экспериментальные каналы (ЭК).

ЭК состоят из труб, выполненных из нержавеющей стали марки 08X18H10T, и из сплавов циркония с ниобием (Э110, Э125). В сплаве Э110 содержание Nb (0,90-1,10) масс.%, а в сплаве Э125 – Nb (2,4-2,7) масс.%. Эти сплавы являются близкими аналогами по физико-механическим свойствам. Соединение циркониевого и стального участков ЭК реализовано через переходник «сталь-цирконий» и при помощи аргонодуговой и электронно-лучевой сварки. Циркониевая часть ЭК находится в баке реактора, омывается теплоносителем (химобессоленная вода) при температуре до 70°C. Изнутри трубы ГЭК заполнены воздухом и вентилируются через систему спецвентиляции. В ЭК максимальная плотность потока быстрых нейтронов с $E > 0,1$ МэВ составляет $(6,9-15) \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$, максимальный флюенс к 30.04.2025 г. составит $(0,7-1,6) \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$, а к 01.01.2040 г. – $(1,0-2,1) \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$.

Прогнозирование поведения циркониевых частей ЭК ИЯР ИВВ-2М проведено с использованием литературных данных и результатов послереакторных исследований, выполненных в АО «ИРМ», каналов СУЗ реакторов РБМК-1000, которые выбраны в качестве аналогов по условиям эксплуатации.

Канал СУЗ состоит из центральной циркониевой трубы ($\varnothing 88 \times 3$ мм) длиной 8 м, к концам которой электронно-лучевой сваркой приварены переходники «сталь-цирконий», и концевых труб из стали 08X18H10T. Циркониевая труба изготовлена из сплава Zr-2,5%Nb (Э125). Переходники состоят из ниппеля (сплав Э125) и штуцера (сталь 06X18H10T), которые соединены между собой диффузионной сваркой. Условия работы канала СУЗ: среда внутри канала – вода контура СУЗ давлением до 0,44 МПа и температурой от 40 до 80 °С, среда снаружи – азотно-гелиевая смесь с избыточным давлением 0,02 МПа, максимальная плотность потока быстрых нейтронов ($E > 1$ МэВ) – $(2-2,5) \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$.

Анализ изменения механических свойств сплавов Zr-2,5%Nb и Zr-1%Nb под действием нейтронного облучения имеет общие закономерности. Нейтронное облучение приводит к радиационному упрочнению и падению пластичности (рисунок 15). Интенсивное радиационное упрочнение и снижение пластичности сплавов наблюдается на начальных этапах облучения. При последующем облучении механические свойства сплавов изменяются незначительно. При флюенсе быстрых нейтронов больше $(0,25-1,2) \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ предел прочности облученного сплава Э125 находится на уровне 800 МПа, а общее относительное удлинение не ниже 3%. Фрактографические исследования показали, что разрушение при кратковременных механических испытаниях происходит вязко с образованием транскристаллитного чашечного излома и локализованной шейки. Значения относительного поперечного сужения составляли 35–75%.



а

б

Рисунок 15 – Изменение средних значений предела прочности (а) и общего относительного удлинения (б) сплава Э125 (каналы СУЗ) при комнатной температуре испытаний от набранного флюенса быстрых нейтронов с $E > 1$ МэВ, ромбы – труба каналов, квадраты – ниппель переходников, кружки с вилками – исходные значения

В таблице 7 приведены результаты кратковременных механических испытаний лопаточных образцов из сплава Э125, вырезанных из трубы резервного топливного канала РБМК после ускоренного облучения в реакторе ИВВ-2М.

Таблица 7 – Кратковременные механические свойства при комнатной температуре лопаточных образцов из сплава Э125, вырезанных из трубы резервного топливного канала РБМК после ускоренного облучения в реакторе ИВВ-2М

Φ ($E > 0,1$ МэВ), 10^{21} см ⁻²	σ_B , МПа	$\sigma_{0,2}$, МПа	δ_p , %	δ_o , %
0	582	451	8,0	16,6
4	788	715	2,1	5,1
4,6	795	722	2,0	5,2
5,2	822	744	2,0	4,2
6,4	814	700	2,4	5,4
7,9	800	710	2,1	4,7

С точки зрения влияния нейтронного облучения на механические свойства, циркониевые части ЭК после эксплуатации в течение 48 лет имеют достаточные прочностные и пластические свойства, которые сохраняются и при последующей эксплуатации, как минимум, в течение 16 лет.

Оценка механических свойств сварных соединений циркониевых частей ЭК проведена в соответствии с РД ЭО 0027-2005 по данным для аналогичных материалов и условий эксплуатации. В качестве таких данных были использованы результаты измерения твердости в зонах электронно-лучевых сварных соединений (ЭЛСС) канала СУЗ после эксплуатации в течение 40,5 лет. Измерения проводились на твердомере КВ-10 методом Виккерса при нагрузке 500 г. Результаты приведены в таблице 8. Эти результаты свидетельствуют, что сварные соединения циркониевых частей ЭК имеют удовлетворительные механические свойства, которые сохраняются и при последующей эксплуатации.

Таблица 8 – Механические свойства сварных соединений циркониевых в зонах электронно-лучевых сварных соединений канала СУЗ после эксплуатации в течение 40,5 лет по результатам измерений твердости и кратковременных механических испытаний

Участок / зона ЭЛСС	$T_{обл.}$, °С	Φ ($E > 1$ МэВ), 10^{20} см ⁻²	HV	σ_B , МПа	δ_o , %	Ψ , %
Ниппель	40	0,34	170	470	9,8	58
ЗТВ ниппеля		0,57	210	—	—	—
ОШЗ ниппеля		0,79	230	—	—	—
Шов		1,02	190	—	—	—
ОШЗ трубы		1,25	230	—	—	—

ЗТВ трубы		1,47	230	—	—	—
Труба		1,70	180	480	9,6	63
Ниппель	70	1,64	200	570	6,1	50
ЗТВ ниппеля		2,93	240	—	—	—
ОШЗ ниппеля		4,23	240	—	—	—
Шов		5,52	210	—	—	—
ОШЗ трубы		6,81	260	—	—	—
ЗТВ трубы		8,11	260	—	—	—
Труба		9,40	200	570	6,8	48

Трещиностойкость циркониевых сплавов после длительного нейтронного облучения также может являться ограничивающим фактором. Нейтронное облучение изменяет параметры трещиностойкости, как и кратковременные механические свойства, на начальных этапах облучения. В таблице 9 приведены минимальные значения результатов испытаний на трещиностойкость материалов каналов СУЗ в исходном состоянии и после эксплуатации в течение от 34 до 40,5 лет при температуре облучения 40-70 °С. При консервативном подходе после длительного нейтронного облучения сплав Э125 имеет критический коэффициент интенсивности напряжений K_c не ниже $27 \text{ МПа} \cdot \text{м}^{0,5}$, а значение критического раскрытия трещины D_c не ниже 0,02 мм, зарождение и распространение трещин происходит по механизму вязкого разрушения. С точки зрения влияния нейтронного облучения на характеристики трещиностойкости циркониевых частей ЭК, они имеют удовлетворительные свойства, которые сохранятся и при последующей эксплуатации, как минимум, в течение 16 лет.

Сопутствующим механизмом старения элементов активной зоны ядерных реакторов, выполненных из циркониевых сплавов, является охрупчивание при наводороживании.

Таблица 9 – Минимальные значения параметров трещиностойкости материалов каналов СУЗ в интервале температур испытаний 20-100 °С в радиальном направлении

Участок КСУЗ	$\Phi_{\text{макс}}$, ($E > 1 \text{ МэВ}$), 10^{20} см^{-2}	K_c , $\text{МПа} \cdot \text{м}^{0,5}$	D_c , мм
Труба	0	32	0,08
	1,5-9,4	31	0,02
	25,7-27,4	34	0,02
Ниппель	0,3-1,4	27	0,03
ЭЛСС	0,5-5,8	29	0,03

Критическое содержание водорода в сплавах Э110 и Э125, при котором возможно хрупкое разрушение отдельных образцов при неблагоприятном расположении гидридов составляет $\geq 300 \text{ ppm}$. По результатам работы разгерметизация канала СУЗ произошла при содержании водорода более 1000 ppm.

Наиболее сильное наводороживание каналов СУЗ РБМК регистрируется в зонах термического влияния сварки. Именно из такого места (зона сварки трубы горизонтального ЭК с ее доньшком) взята проба в виде стружки от сверления.

В спектрах микрозондового рентгеноспектрального анализа взятой пробы регистрируются Zr и Nb. Содержание Nb находится на уровне 2,5 масс. %, что соответствует сплаву Zr-2,5%Nb. По результатам рентгенофазового анализа (рисунок 16) и металлографических исследований (рисунок 17) содержание водорода во взятой пробе находится на уровне 10-15 ppm, что незначительно превышает исходный уровень (3-5 ppm). Стружка выглядит пластичной (рисунок 17а,б), видны выходы полос скольжения дислокаций от деформации при сверлении, элементов хрупкого разрушения не наблюдается.

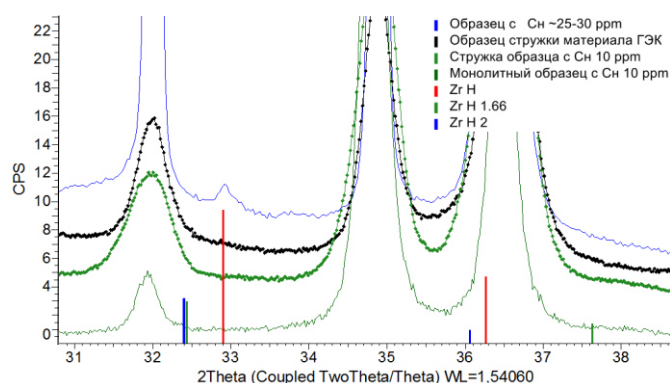
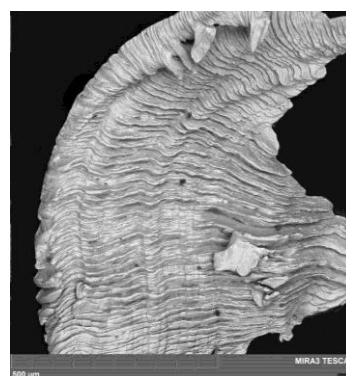


Рисунок 16 - Дифрактограммы в интервале 30 – 40 градусов стружки, взятой из зоны сварки трубы горизонтального ЭК с ее доньшком, и образцов сплава Э125 с разным содержанием водорода



а



б



в

Рисунок 17 – Внешний вид стружки, взятой из зоны сварки трубы горизонтального ЭК с ее доньшком, (а); морфология частички стружки, СЭМ в отраженных электронах (б); гидриды в стружке, металлографический шлиф после травления на гидриды (в)

Таким образом, на основании проведенных исследований и анализа литературных данных сделаны следующие заключения:

- циркониевые части ЭК после эксплуатации в течение 48 лет имеют достаточные прочностные и пластические свойства, а также удовлетворительные параметры трещностойкости, которые сохранятся и при последующей эксплуатации, как минимум, в течение 16 лет;
- сварные соединения циркониевых частей ЭК имеют удовлетворительные механические свойства, которые сохранятся и при последующей эксплуатации;
- по результатам рентгенофазового анализа и металлографии содержание водорода в пробе, взятой из зоны сварки трубы ЭК с ее доньшком, находится на уровне 10-15 ppm, что значительно меньше критического содержания водорода ≥ 300 ppm, при котором возможно хрупкое разрушение циркониевых сплавов.

Аверин С.А., Глушкова Н.В., Цыгвинцев В.А., Самедов В.К., Пастухов В.И., Старицын С.В., Новгородский В.С., Шумков Д.Е., Полозов К.В., Зырянова А.А.

Результаты коррозионных испытаний аустенитной хромоникелевой стали ЭП302-Ш в свинце, содержащем кислород

В течение 7 реакторных циклов работы ИЯУ ИВВ-2М в 2023 г. были проведены ресурсные коррозионные реакторные испытания образцов аустенитной хромоникелевой стали ЭП302-Ш в свинцовом теплоносителе, содержащем кислород. Общая длительность коррозионных испытаний составила 2720 ч, из которых при требуемой температуре 540 ± 15 °С в течение 2558 ч. Флюенс нейтронов с $E > 0,1$ МэВ на образцах стали, испытанных в условиях облучения, находился в пределах $(0,54-1,22) \cdot 10^{21}$ н/см². Среднее содержание кислорода в области расположения образцов в экспериментальном устройстве (ЭУ) в течение шести из семи циклов реакторных испытаний находилось в пределах от $0,8 \cdot 10^{-6}$ до $1,8 \cdot 10^{-6}$ масс. %. В период 2-го цикла реакторных испытаний имело место кратковременное (до ~80 ч) снижение содержания кислорода до уровня $(0,4-3,8) \cdot 10^{-8}$ масс. % и кратковременное (до 326 ч) повышенное содержание кислорода в Рв в пределах $(2,7-9,9) \cdot 10^{-5}$ масс. %. Скорость движения свинца – 0,2-0,3 м/с.

В данной работе представлены краткие результаты материаловедческих исследований по определению показателей коррозии образцов основного металла (ОМ) и сварных соединений (СС) стали ЭП302-Ш, испытанных вне облучения.

Исследования проводились с использованием визуального осмотра, рентгенофазового анализа, гравиметрических, денсиметрических и геометрических методов определения показателей коррозии.

На рисунке 18 приведены характерные фотографии внешнего вида образцов ОМ и СС стали ЭП302-Ш. При извлечении навесок с образцами из фрагментов ЭУ использовались два метода: вначале производился слив основной массы свинца из разогретых фрагментов ЭУ, а потом использовался метод химического травления.

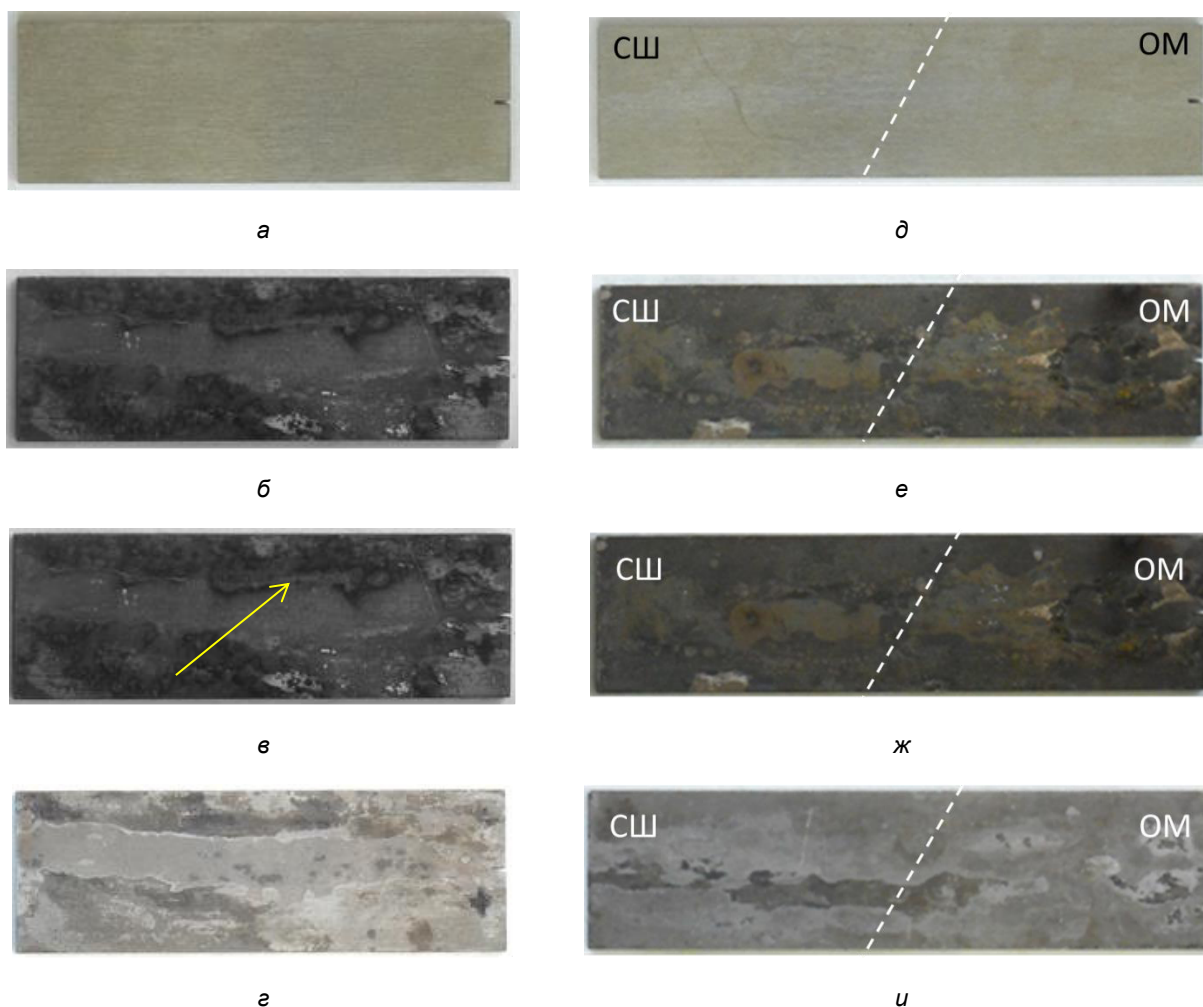


Рисунок 18 – Внешний вид образцов ОМ размером 30x10x1,2 мм (а-г) и СС размером 40x10x1,2 мм (д-и) в состоянии до (а, д) и после (б-г, е-и) испытаний: б, е – до удаления остатков Pb, в, ж – после удаления остатков Pb, г, и – после удаления ПК

Для удобства анализа влияния состояния материала (основной металл, зона термического влияния, сварной шов) на коррозионное поведение стали ЭП302-Ш на фотографии образцов СС нанесены штрихпунктирные линии в местах возможного расположения линий сплавления материалов ОМ и сварного шва (СШ) (рисунки 18д-и).

Визуальный осмотр показал, что все образцы стали покрыты слоем продуктов коррозии (ПК) различной толщины и оттенков окраски при практически полном отсутствии остатков свинца на поверхности образцов (рисунки 18б и 18е). Последнее подтверждается практически полным отсутствием различия в состоянии поверхности образцов до (рисунки 18б и 18е), и после проведения дополнительных операций по удалению остатков свинца с поверхности образцов (рисунки 18в и 18ж). На снимках, полученных с использованием цифровой фотокамеры цвет ПК изменяется от темно-серого до черного (рисунки 18б,в, 18е,ж), характерных для оксидов, состоящих из магнетита Fe_3O_4 и железо-хромистой шпинели типа $Cr_{2-x}Fe_{1+x}O_4$.

Следует отметить, что не выявлено различия, как в строении, так и окраске ПК, сформировавшихся на различных материалах сварных соединений необлученной стали (рисунки 18б,в, и 18е,ж). Это может свидетельствовать о практически одинаковых коррозионных свойствах материала ОМ и СШ.

Следует отметить, что с целью снижения погрешности определении показателей коррозии гравиметрическим и денсиметрическим методами является необходимость

удаления остатков свинца с поверхности образцов до уровня не выше ~2,0 масс. %. Контроль этой величины проводился с использованием рентгенофазового анализа, при этом одновременно проводились и исследования рентгеноструктурного анализа состояния ПК и материала стали.

Результаты рентгенофазового анализа стали ЭП302-Ш в исходном состоянии и после испытаний в условиях вне облучения в состоянии окончательного травления по удалению остатков свинца приведены в таблице 10. Согласно этим данным, в исходном состоянии сталь ЭП302-Ш состоит из трех основных фаз: на ~93 масс. % из аустенита с гранецентрированной кубической решеткой; на ~5,0 масс. % из ферритной фазы α -Fe с объемноцентрированной кубической решеткой (по ТУ 14-1-2052-77 содержание ферритной фазы в стали ЭП302-Ш допускается в количестве 2-5 %) и на ~2 масс. % из карбонитрида ниобия NbCN с гранецентрированной кубической решеткой.

Таблица 10 – Фазовый состав с поверхности образцов

Номер образца, материал, состояние	Содержание кристаллических фаз, %						
	Fe ₃ O ₄ ¹⁾	Cr ₂ O ₃	PbO ₂	Pb	α -Fe	γ -Fe	NbCN
ЭП302-Ш, ОМ, исходное	-	-	-	-	$\frac{3,4 \div 6,3}{4,9 \pm 1,5}$	$\frac{91,4 \div 94,9}{93,2 \pm 1,8}$	$\frac{1,7 \div 2,3}{2,0 \pm 0,3}$
1-3-8, ОМ, ОТ ²⁾	$\frac{37,0 \div 43,2}{40,1 \pm 3,1}$	$\frac{16,4 \div 17,0}{16,7 \pm 0,3}$	$\frac{1,4 \div 1,4}{1,4 \pm 0}$	$\frac{0,4 \div 0,6}{0,5 \pm 0,1}$	$\frac{28,8 \div 33,9}{31,4 \pm 0,6}$	$\frac{7,6 \div 8,6}{8,1 \pm 0,5}$	$\frac{1,7 \div 2,0}{1,9 \pm 0,2}$
	-	-	-	-	$\frac{79,1 \div 79,8^{3)}}{79,4 \pm 0,3}$	$\frac{20,2 \div 20,9^{3)}}{20,6 \pm 0,3}$	$\frac{1,7 \div 2,0^{3)}}{1,9 \pm 0,2}$
1-3-8, СШ, ОТ ²⁾	$\frac{33,9 \div 38,4}{36,2 \pm 2,3}$	$\frac{15,1 \div 17,1}{16,1 \pm 1,0}$	$\frac{1,1 \div 1,2}{1,2 \pm 0,1}$	$\frac{0,5 \div 0,6}{0,6 \pm 0,1}$	$\frac{35,0 \div 36,2}{35,6 \pm 0,6}$	$\frac{8,2 \div 9,3}{8,8 \pm 0,6}$	$\frac{1,6 \div 1,8}{1,7 \pm 0,1}$
	-	-	-	-	$\frac{79,6 \div 81,0^{3)}}{80,3 \pm 0,7}$	$\frac{19,0 \div 20,4^{3)}}{19,7 \pm 0,7}$	$\frac{1,6 \div 1,8^{3)}}{1,7 \pm 0,1}$

Примечания: 1) Обработка проведена с использованием карточки PDF № 01-075-1372; 2) ОТ – окончательное травление остатков Pb; 3) Нормировка фаз подложки на 100 %.

Однако после коррозионных испытаний в составе подокисных слоев стали наблюдается резкое изменение в содержании аустенитной и ферритной фазы: содержание аустенитной фазы γ -Fe снижается до уровня ~20 масс. %, а содержание ферритной фазы α -Fe, наоборот, возрастает до ~80 масс. % при практически неизменном содержании карбонитридов ниобия на уровне ~2,0 масс. %.

Согласно данным таблицы 10, фазовый состав поверхностных слоев на разных участках образца № 1-3-8 сварного соединения стали ЭП302-Ш, после коррозионных испытаний в свинце, содержащем кислород, в условиях вне облучения является однородным и представляет собой смесь кристаллических фаз Fe₃O₄, Cr₂O₃, PbO₂, Pb, α -Fe, γ -Fe и NbCN. Отмечается практически одинаковое содержание этих фаз на материале основного металла и на материале сварного шва.

Суммарное содержание оксидных фаз (Fe₃O₄ и Cr₂O₃) на основе элементов стали достигает ~52-57 масс. %, основную долю из которых (до ~36-40 масс. %) составляют фазы со структурой шпинели Me₃O₄. Последние могут представлять собой смесь из магнетита Fe₃O₄ и железо-хромистой шпинели типа Fe_{1+x}Cr_{2-x}O₄ ввиду сложности разделения их рефлексов на рентгенофазовых дифрактограммах. Эти фазы, как правило, формируют внешний и промежуточные слои продуктов коррозии сталей в свинце,

содержащем кислород. Cr_2O_3 может представлять собой продуктов коррозии в слое внутреннего окисления.

В соответствии с данными таблицы 10, суммарное содержание PbO_2 и Pb не превышает 2,0 масс. %.

В таблице 11 приведены параметры решетки фаз, выявленных в материалах стали ЭП302-Ш с исходным состоянием и после коррозионных испытаний.

Таблице 11 - Параметры решетки фаз, выявленных в материалах стали ЭП302-Ш в исходном состоянии и после коррозионных испытаний (в нм)

Номер образца, материал, состояние	Fe_3O_4 ¹⁾	Cr_2O_3		$\alpha\text{-Fe}$	$\gamma\text{-Fe}$	NbCN
	а	а	с	а	а	а
ЭП302-Ш, ОМ, исходное	-	-	-	0,2866	0,3583	0,4444
1-3-8, ОМ, ОТ ²⁾	0,8397	0,4958	1,3590	0,2873	0,3584	0,4449
1-3-8, СШ, ОТ ²⁾	0,8396	0,4958	1,3590	0,2873	0,3584	0,4448

Примечания: 1) Обработка проведена с использованием карточки PDF № 01-075-1372;
2) ОТ – окончательное травление остатков Pb .

В соответствии с данными таблицы 11, параметр решетки аустенитной фазы $\gamma\text{-Fe}$ основного металла стали в исходном состоянии, равный 0,3583 нм, практически не отличается от такового для материала основного металла и сварного шва, равного 0,3584 нм, образца № 1-3-8 сварного соединения стали ЭП302-Ш после коррозионных испытаний. В то время как параметры решетки ферритной фазы $\alpha\text{-Fe}$ и карбонитрида ниобия NbCN после коррозионных испытаний имеют существенно более высокие значения.

Значения параметров решетки шпинельной фазы Fe_3O_4 и хромита Cr_2O_3 , образованных на материале основного металла практически не отличаются от таковых для оксидных фаз, сформировавшихся на поверхности материала СШ (таблица 11).

На рисунке 19 приведена фотография макрошлифа в поперечном сечении образца сварного соединения стали после коррозионных испытаний. Согласно этим данным коррозия материала ОМ и СШ имеет равномерный характер без очагов локального поражения. На поверхности обоих материалов образуется двухслойная оксидная пленка, имеющая неоднородный характер строения по толщине и распределения по поверхности обоих материалов (рисунки 20а,б и 20в,г).

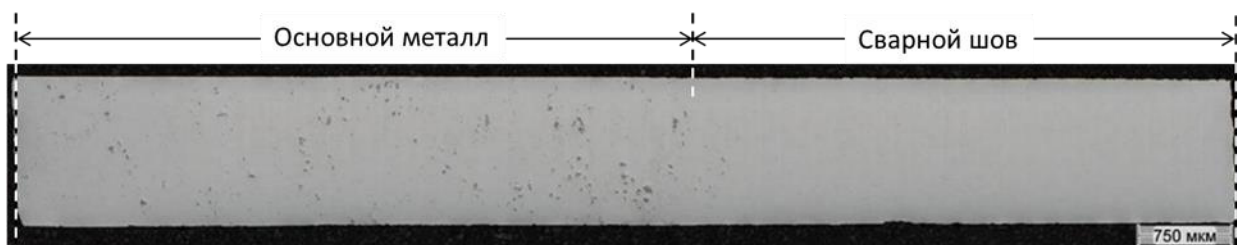
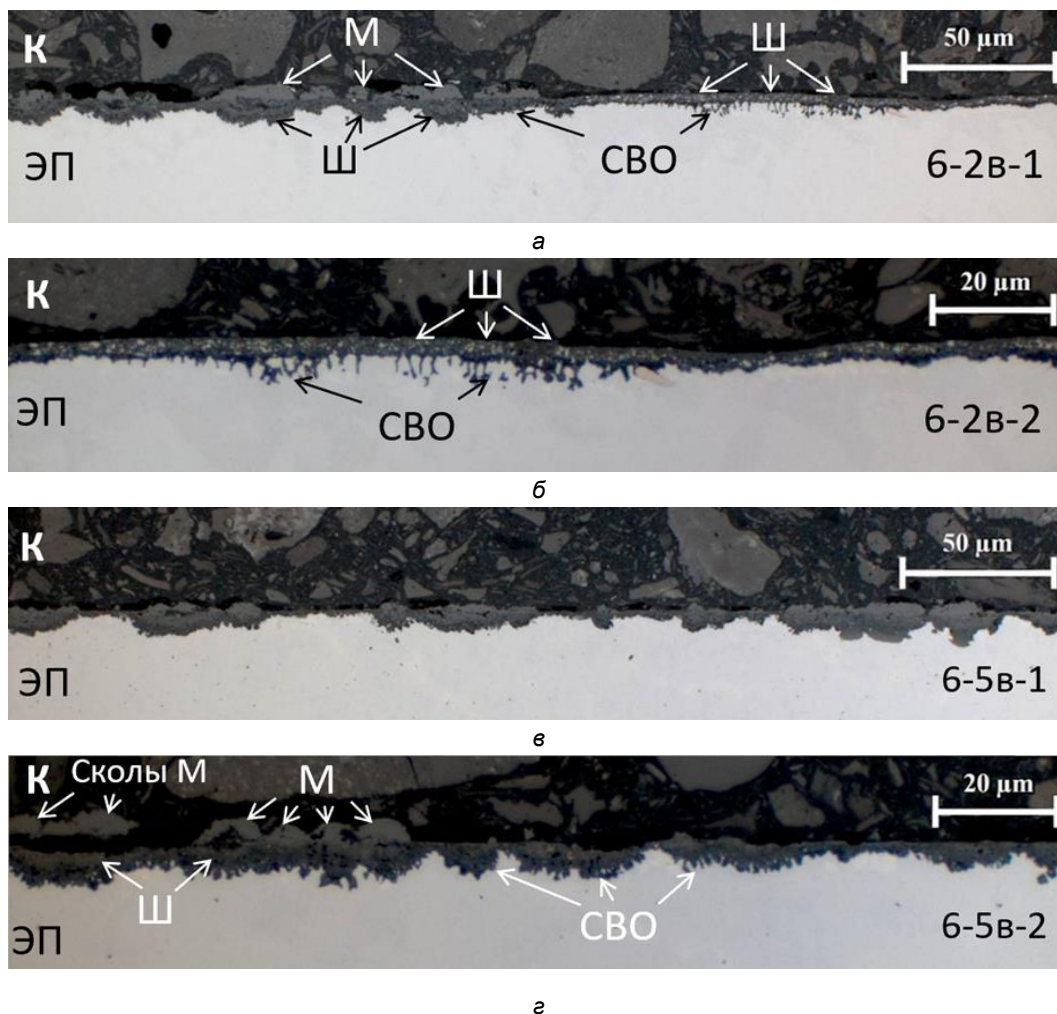


Рисунок 19- Фотография макрошлифа образца сварного соединения стали ЭП302-Ш после коррозионных испытаний



а, б - основной металл; в, г - материал сварного шва

Рисунок 20 - Характерный виды микроструктуры на границе «металл-оксид» на участках основного металла и сварного шва образца сварного соединения стали ЭП302-Ш после коррозионных испытаний: К - компаунд; М - магнетит Fe_3O_4 ; Ш - шпинель типа $Cr_{2-x}Fe_{1+x}O_4$; ЭП - сталь ЭП302-Ш; СВО - слой внутреннего окисления

Оксидная пленка состоит из наружного слоя, представляющего собой магнетит Fe_3O_4 , и внутреннего слоя, состоящего из железо-хромистой шпинели типа $Cr_{2-x}Fe_{1+x}O_4$. Под слоем оксидной пленки имеется тонкий слой внутреннего окисления с оксидами, формирующимися по границам зерен. Слой магнетита, как правило, является очень пористым и имеет сколы на достаточно протяженных участках поверхности (рисунки 20 а,б,г).

В таблице 12 приведены сводные данные по определению показателей коррозии стали ЭП302-Ш, определенных с использованием трех независимых методов: денсиметрический метод (ДМ), гравиметрический метод с удалением продуктов коррозии с поверхности образцов (ГМУ), геометрический метод (ГМ).

Согласно данным таблицы 12, наблюдается хорошее согласие в значениях показателей коррозии, определенных разными независимыми методами, за исключением значений выноса ПК, оцененного с использованием геометрического метода.

Таблица 12 - Показатели коррозии материалов основного металла, сварного шва и сварных соединений стали ЭП302-Ш, испытанных в течение 2558 часов при 540 °С в свинце с содержанием кислорода $(0,8-1,8) \cdot 10^{-6}$ масс. %

Материал, метод, соотношение площадей	Показатели коррозии							
	Коррозия			Толщина оксидов, мкм			Вынос ПК W	
	q^1 , г/м ²	h^2 , мкм	СВО ³ , мкм	Fe ₃ O ₄	Cr ₂ FeO ₄	Общая	г/м ²	%
ОМ (дм ⁴)	<u>22÷50</u>	<u>2,9÷6,5</u>	-	-	-	<u>4,1÷6,6</u>	<u>7÷25</u>	<u>30÷50</u>
	37±7	4,7±0,9	-	-	-	5,3±0,6	16±4	43±4
СС (дм ⁴) (S _{ОМ} :S _{СШ} ≈50:50)	<u>28÷31</u>	<u>3,5÷4</u>	-	-	-	<u>4,2÷5,6</u>	<u>9÷14</u>	<u>30÷47</u>
	30±1	3,8±0,1	-	-	-	5,1±0,3	10±1	35±4
ОМ (гму) ⁵	<u>15÷48</u>	<u>2,0÷6,2</u>	-	<u>0,8÷2,0</u>	<u>0,5±4,1</u>	<u>1,5÷6,2</u>	<u>7÷31</u>	<u>31÷68</u>
	34±5	4,4±0,7	-	1,0±0,2	2,4±0,6	4,2±0,7	18±4	52±5
СС (гму) ⁵ (S _{ОМ} :S _{СШ} ≈50:50)	<u>14÷29</u>	<u>1,8÷3,7</u>	-	<u>0,9÷1,6</u>	<u>1,3÷3,5</u>	<u>2,4÷5,3</u>	<u>5÷11</u>	<u>31÷46</u>
	21±3	2,7±0,4	-	1,1±0,2	2,0±0,5	3,6±0,6	7,8±1,4	36±3
ОМ (гм ⁶)	-	<u>2,4÷13,6</u> ⁷	<u>0÷10,5</u>	<u>0÷6,6</u>	<u>0÷6,1</u>	<u>0÷12,2</u>	-	75...91
	-	6,2±1,6	1,8±0,4	0,8±0,4	1,2±0,4	2,0±0,7	-	75...91
СШ (гм ⁶)	-	<u>5,2÷11,9</u> ⁷	<u>0÷7,4</u>	<u>0÷4,1</u>	<u>0÷9,3</u>	<u>0÷10,6</u>	-	75...85
	-	8,3±1,5	2,3±0,3	0,8±0,3	2,6±0,6	3,4±0,6	-	75...85
ОМ (гм ⁶)	-	<u>2,1÷15,7</u> ⁷	<u>0÷7,8</u>	<u>0÷8,3</u>	<u>0÷6,8</u>	<u>0÷14,1</u>	-	72...85
	-	5,9±1,5	3,0±0,3	0,7±0,2	1,8±0,3	2,5±0,5	-	72...85

Примечания: 1) q - коррозионные потери металла, 2) h - глубина равномерной коррозии, 3) СВО - слой внутреннего окисления, 4) денсиметрический метод, 5) гравиметрический метод с удалением продуктов коррозии с поверхности образцов, 6) геометрический метод, 7) суммарная глубина коррозии (равномерная + СВО)

Для материала основного металла получены следующие средние значения показателей коррозии: коррозионные потери металла - $(34-37) \pm 7$ г/м², глубина равномерной коррозии - $(2,9-4,7) \pm 0,9$ мкм, толщина слоя внутреннего окисления - $(1,8-3,0) \pm 0,4$ мкм, толщина слоя оксидной пленки из магнетита - $(0,7-1,1) \pm 0,2$ мкм, толщина слоя оксидной пленки из железохромистой шпинели - $(1,2-2,4) \pm 0,6$ мкм, общая толщина оксидной пленки - $(2,0-5,3) \pm 0,7$ мкм, вынос продуктов коррозии (в пересчете на металл) - $(16-18) \pm 4$ г/м² или $(43-52) \pm 5$ % от общих коррозионных потерь металла.

Для материала сварного соединения с соотношением площадей S_{ОМ}:S_{СШ}≈50:50 получены следующие средние значения показателей коррозии: коррозионные потери металла - $(21-30) \pm 3$ г/м², глубина равномерной коррозии - $(2,7-3,8) \pm 0,4$ мкм, толщина слоя оксидной пленки из магнетита - $\sim 1,1 \pm 0,2$ мкм, толщина слоя оксидной пленки из железохромистой шпинели - $\sim 2,0 \pm 0,5$ мкм, общая толщина оксидной пленки -

$\sim 3,6 \pm 0,6$ мкм, вынос продуктов коррозии (в пересчете на металл) - $(8-10) \pm 1$ г/м² или $\sim 36 \pm 4$ % от общих коррозионных потерь металла.

Для материала сварного шва получены следующие средние значения показателей коррозии: глубина равномерной коррозии - $\sim 6,0 \pm 1,5$ мкм, толщина слоя оксидной пленки из магнетита - $\sim 0,8 \pm 0,3$ мкм, толщина слоя оксидной пленки из железохромистой шпинели - $\sim 2,6 \pm 0,6$ мкм, общая толщина оксидной пленки - $\sim 3,4 \pm 0,6$ мкм, вынос продуктов коррозии (в пересчете на металл) - ~ 75 % от общих коррозионных потерь металла.

*О.А. Голосов, С.С. Хвостов, Ю.С. Романченко, А.Р. Исинбаев,
В.К. Самедов, Н.В. Глушкова, В.А. Цыгвинцев, С.В. Соловьева*

Перспективы использования теоретических и экспериментальных методов исследования процессов атомного перераспределения в конструкционных материалах для согласованного описания различных радиационно-индуцированных процессов

Проведен анализ генерации каскадов смещений и эволюции радиационных дефектов в сплавах при нейтронном облучении на кинетической и термодинамической стадиях. Отмечено, что миграция точечных дефектов, по существу, является миграцией атомов по вакансионному и межузельному механизмам, которая приводит к атомному перераспределению в сплавах, влияющему на работоспособность внутриреакторных конструкций. Рассмотрены подходы к теоретическому описанию эволюции образованных при облучении точечных дефектов и образующихся при этом комплексов дефектов: кластеров, дислокационных петель, внутризеренных и зернограничных выделений, а также методы их экспериментальных исследований, включая изучение атомного перераспределения. сделан обзор экспериментальных методов исследования сталей с высокой наведенной активностью после облучения и проанализированы их преимущества и недостатки. Рассмотрены возможности Мессбауровской спектроскопии для анализа процессов расслоения вследствие ближнего атомного перераспределения при интенсивных внешних воздействиях (таких как сверхвысокая пластическая деформация, электронное и нейтронное облучение) в ОЦК Fe–Cr сплавах и сталях.

Обсуждены перспективы применения полученных результатов для поиска путей повышения радиационной стойкости конструкционных материалов. В частности, возможности использования неравновесного структурного состояния, возникающего при нейтронном облучении, для установления кинетики радиационно-индуцированных процессов.

Рассмотрены механизмы миграции точечных дефектов в сплавах и предложена модель, описывающая формирование концентрации точечных дефектов и их потоков на различные стоки и образование сегрегационных областей и выделений вторых фаз, как одного процесса. Приведен перечень радиационно-индуцированных явлений, реализующихся при его протекании. Показаны потенциальные возможности их комплексного описания, проиллюстрированные на примерах радиационно-индуцированных процессов в используемых в реакторах на быстрых нейтронах аустенитных и ферритно-мартенситных сталях.

А.В. Козлов, К. А.Козлов, А.Р. Исинбаев

Дореакторные исследования и реакторные испытания углеродных материалов для АЭС

Испытания проводили по договору с АО «ОКБМ Африкантова» (в рамках приоритетного направления «Водородная энергетика») с целью получения дополнительных данных и обоснования применения новых углеродных материалов и клееных соединений углеродных материалов (марки материалов ТМ-А и ИПГ-К) для АЭС.

В 2023 году проведены дореакторные исследования углеродных материалов для АЭС при температурах до 1600 °С и начаты реакторные испытания образцов углеродных материалов для АЭС при температурах до 1300 °С. Исследования выполнялись согласно разработанной в АО «ИРМ» программе НИОКР «Исследование углеродных материалов и клееных соединений углеродных материалов в части дореакторных, реакторных и послереакторных испытаний».

При подготовке к реакторным испытаниям:

- проведены нейтронно-физические и теплофизические расчеты в обосновании проведения реакторных испытаний;
- разработана конструкторская документация на устройства облучательные (ОУ) типа АСУ;
- изготовлены устройства облучательные типа АСУ;
- подтверждены параметры облучения проведением реакторных испытаний теплофизического макета устройства облучательного.

На образцах, предназначенных для реакторных испытаний, в полном объеме проведены дореакторные неразрушающие исследования углеродных материалов, включая измерения геометрических размеров, плотности и теплофизических свойств. Для разрушающих исследований разработаны и изготовлены захваты и вспомогательные приспособления с учетом геометрии образцов и требований методик механических испытаний.

Реакторные испытания углеродных материалов и клееных соединений углеродных материалов проводятся в исследовательском ядерном реакторе ИВВ-2М с использованием стенда «РИСК». Реакторные испытания проводятся до достижения целевого значения флюенса быстрых нейтронов ($E > 0,18$ МэВ) $2,5 \times 10^{21}$ нейтр./см² и $5,0 \times 10^{21}$ нейтр./см². При проведении реакторных испытаний на протяжении всего периода облучения контролируются:

- температура по показаниям термопар, определяемая экспериментальным методом;
- плотность потока быстрых нейтронов ($E > 0,18$ МэВ) на образцах, определяемая расчётным методом;
- температура на образцах, определяемая расчётным методом.

В 2024-2025 гг. будет выполнен весь комплекс дореакторных, реакторных и послереакторных испытаний и получены данные о влиянии нейтронного облучения на свойства углеродных материалов и клееных соединений углеродных материалов.

*Литовченко В. Ю., Шабельников Е.В., Ротман Д. Н., Полозов К.В., Барсанова С.В.,
Ладейщиков К.М., Карагерги Р.П., Нежданов А.Г., Лютикова М.С., Лапин Ю. В., Хвостов С. С.*

Послереакторные исследования конструкционных материалов и топлива реакторов БН при текущей эксплуатации, а также при поиске путей повышения их ресурса

Выполнены работы по договору с АО «ВНИИНМ» по теме «Комплексные послереакторные разрушающие исследования твэлов ТВС, отработавших в реакторе БН-600 на повышенный ресурс 5-6 МКК до повреждающих доз 106 и 110 сна, выгораний 12,3 и 15,4 % т.а., при наработке 751 и 888 эфф. сут.» этап 2.2 «Послереакторные разрушающие исследования двух твэлов ТВС ЗБО № 3926 8137 16, достигшей повреждающей дозы 110 сна, выгорания 15,4 т.а. при наработке 888 эфф. сут.».

Работы проводятся в рамках «Программы НИОКР по увеличению длительности топливной кампании реакторов БН», утверждённой первым заместителем генерального директора по операционному управлению Госкорпорации «Росатом» Локшиным А.М. (приложение 3 к Приказу АО «Концерн Росэнергоатом» от 09.09.2016 г. №9/1125-П) и «Решения об организации работ по продлению опытной эксплуатации в активной зоне реактора БН-600 и послереакторным исследованиям одной ТВС с оболочками твэл из стали ЭК164-ИД х. д. с целью достижения выгорания 15,4% т.а. и повреждающей дозы 110 сна» (инв. № 66/н-1235 от 2019 г., учет АО «ОКБМ Африкантов»).

Целью работ являлось получение данных для оценки работоспособности оболочек из стали ЭК164-ИД х.д. третьего этапа усовершенствования по результатам послереакторных материаловедческих исследований двух твэлов зав. № 39 26 8137 16 после достижения в ЗБО реактора БН-600 повреждающей дозы ~110 сна и сравнительный анализ послереакторных исследований твэлов ТВС ЗМО и ЗБО с обобщением результатов и рекомендациями по использованию усовершенствованной стали ЭК164-ИД х.д. в качестве материала оболочек твэлов до достижения повреждающей дозы 110 сна, выгорания топлива ~15% т.а.

В 2023 г. в условиях защитных камер и лабораторий АО «ИРМ» выполнен комплекс работ, включающий следующие виды исследований:

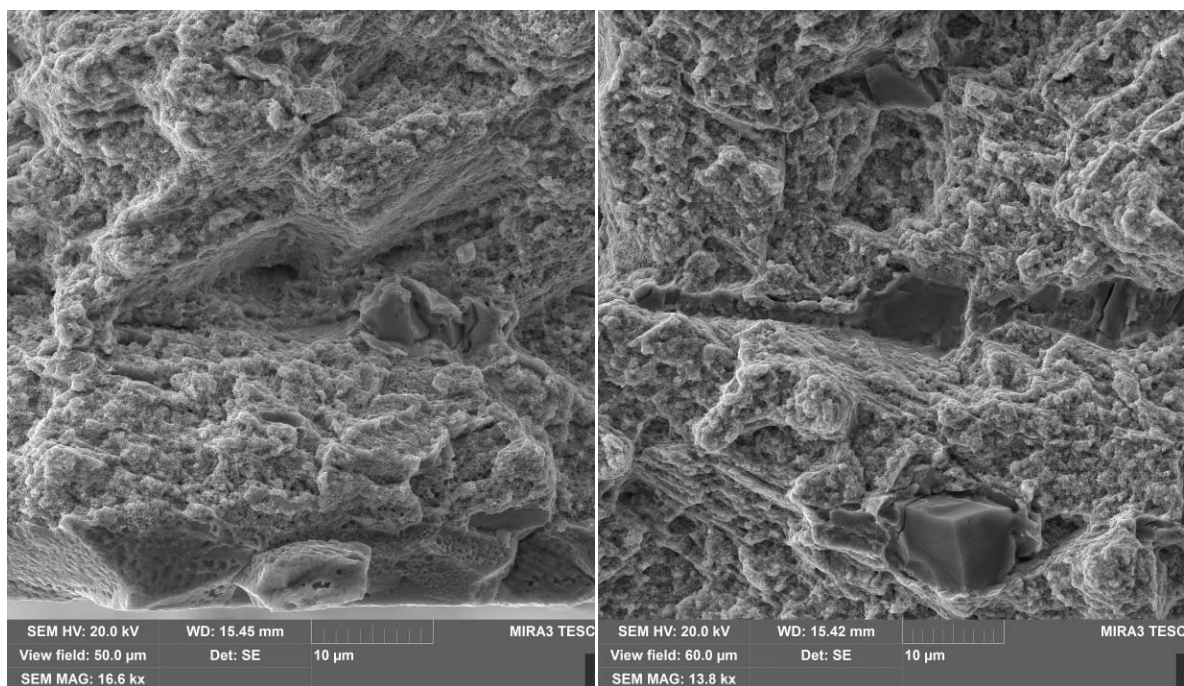
- измерение характеристик упругости (модуль Юнга, модуль сдвига G , коэффициент Пуассона) и удельного электросопротивления, определение плотности и набухания материалов оболочек твэлов методом гидростатического взвешивания, оценка вклада в формоизменение деформации ползучести;

- проведено определение механических свойств выбранных участков оболочек методом внутреннего давления твердого пластичного заполнителя при температурах испытаний: Тисп. = комнатная, 400°C, 600°C и Тисп. =Траб.;

- проведено определение механических свойств выбранных участков оболочек, при радиальном сжатии и последующим растяжением овализованных образцов при температурах испытаний: Тисп. = комнатная, 400°C, 600°C, 650°C и Тисп. =Траб., проведен расчет напряженно-деформированного состояния (НДС) материала оболочек твэлов;

- выполнены СЭМ исследования овализованных образцов и фрактографические исследования после механических испытаний: определены характеристики излома, поперечного сужения, доли и глубины интеркристаллитного разрушения, рисунок 21;

- проведены металлографические исследования материала оболочек в исследуемых сечениях по высоте твэлов с определением зазора между топливом и оболочкой, а также глубины коррозионных повреждений;



а – интеркристаллитное разрушение у внутренней поверхности образца;

б – разрушение по неметаллическим включениям;

Рисунок 21 – Характерные особенности разрушения образцов оболочек твэлов

- проведены керамографические исследования топлива (рисунок 22), включая измерения микротвердости и рентгеноструктурные исследования топлива с оценкой кислородного коэффициента и рентгено-фазовый анализ;
- проведено определение открытой и закрытой пористости топлива из различных по высоте твэлов участков;
- проведено определение методом СЭМ характера и величины коррозионных повреждений со стороны уранового топлива и натриевого теплоносителя и определение с помощью МРСА содержания легирующих элементов и продуктов деления топлива по сечению оболочки;
- методами просвечивающей и сканирующей электронной микроскопии проведены исследования изменения дислокационной и субструктуры, исследование радиационных дефектов (поры, петли) при облучении, идентификация и описание морфологии выделившихся фаз (карбидов типа $M_{23}C_6$, M_6C , фазы Лавеса и радиационно-индуцированных фаз и др.) в материале в зависимости от температуры облучения;
- проведены рентгеноструктурные исследования материала из различных участков оболочки твэла с определением кристаллографических характеристик оболочки (параметр решетки, микронапряжения, дефекты упаковки);
- с использованием результатов, полученных в 2023 г. и полученных ранее, проведен сравнительный анализ результатов послереакторных исследований твэлов после эксплуатации в реакторе БН-600 в составе ТВС ЗМО и ТВС ЗБО с оценкой остаточного ресурса и рекомендациями по использованию усовершенствованной стали ЭК164-ИД х.д. в качестве материала оболочек твэлов.

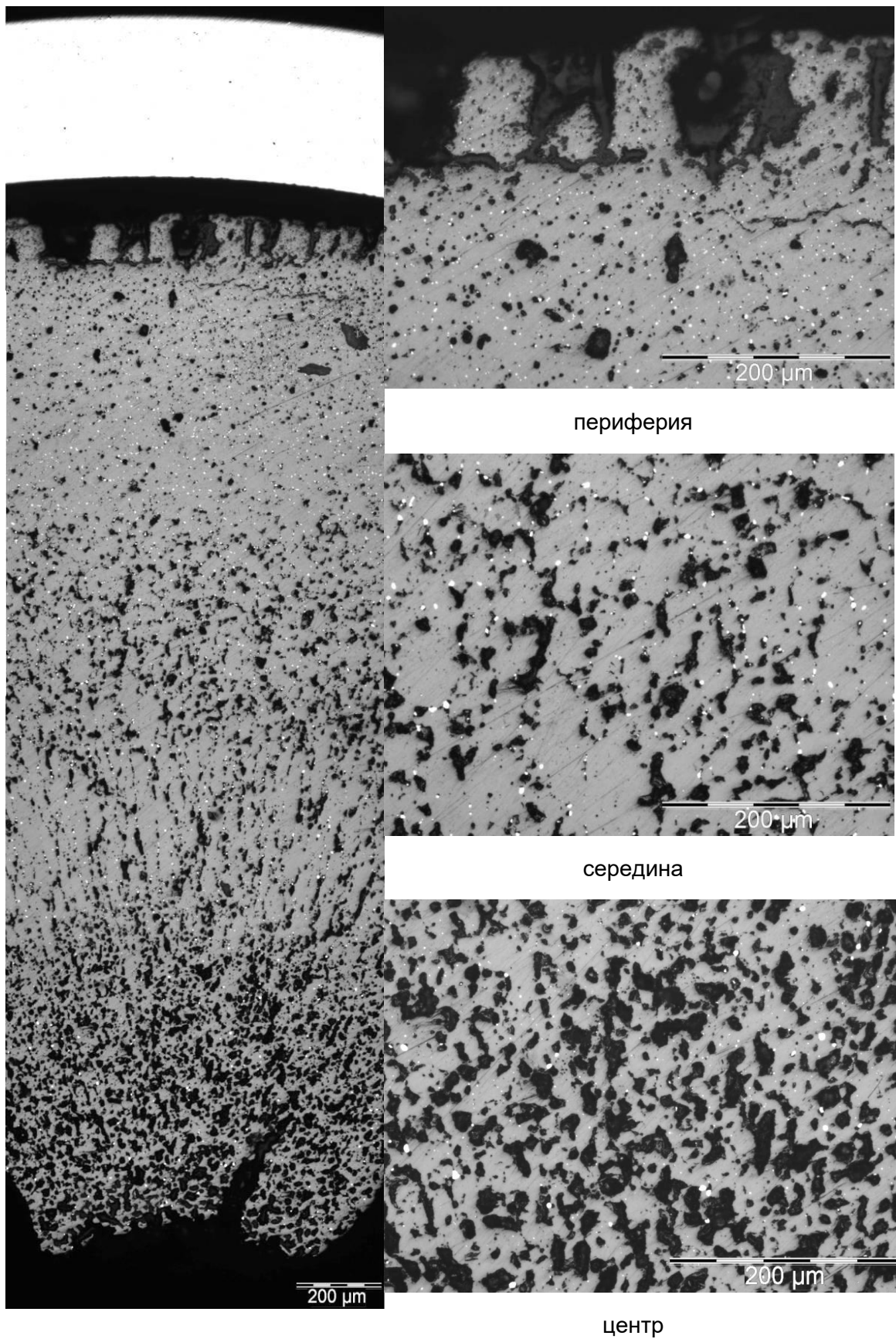


Рисунок 22 – Радиальная микроструктура топлива

Портных И.А., Ярко В.Ю., Пастухов В.И., Кинев Е.А., Панченко В.Л.,
Барсанова С.В., Цыгвинцев В.А., Ладейщиков К.М., Карагерги Р.П.

Результаты послереакторных исследований топливного канала РБМК-1000, выполненных в 2023 году

На сегодняшний день Госкорпорацией «Росатом» принято решение о продлении срока службы семи энергоблоков РБМК до 50 лет. В продленный период некоторые топливные каналы (ТК), установленные при заменах в реакторы упомянутых энергоблоков (второй загрузки), могут проработать свыше 30 лет. В связи с этим требуется обоснование их остаточного ресурса и проведение послереакторных исследований.

В соответствии с требованиями Регламента РГ 1.1.3.21.1670-2019 «Эксплуатационный контроль технологических каналов, каналов системы управления и защиты и графитовой кладки реакторов РБМК-1000 в период дополнительного срока эксплуатации энергоблоков» выполнены послереакторные исследования ТК второй загрузки, извлеченного из третьего энергоблока Ленинградской АЭС после 22 лет эксплуатации.

Исследованы участки канала, включающие верхний и нижний переходники «сталь-цирконий» с примыкающими к ним электронно-лучевыми сварными соединениями (ЭЛСС) и отрезками циркониевой трубы (участки № 1, 3), а также участок циркониевой трубы из зоны с максимальным значением флюенса повреждающих нейтронов ($E \geq 1$ МэВ) равным $9,9 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ (участок № 2).

Результаты исследований показали, что геометрические размеры канала находятся в допустимых пределах. Максимальный внутренний диаметр трубы канала составляет 81,10 мм и имеет значительный запас до предельно-допустимого значения 84 мм.

В результате воздействия теплоносителя в трубах нижнего и верхнего исследованных участков наблюдается равномерная коррозия с образованием плотной оксидной пленки толщиной до 5 мкм. В трубе участка из зоны с максимальным значением флюенса наблюдается нодулярная коррозия (рисунок 23). Максимальная скорость утонения стенки канала в процессе эксплуатации не превышает 2 мкм/год. В зонах контакта циркониевой трубы с дистанционирующими решетками (ДР) утонение стенки трубы ТК более интенсивное, до 50 мкм, по сравнению с прилегающими участками.



Рисунок 23 – Нодулярная коррозия трубы участка из зоны с максимальным значением флюенса (участок №2)

Механические свойства материала циркониевой трубы и сварных соединений находятся на уровне ранее исследованных каналов, эксплуатировавшихся в течение 19-30 лет. В частности, предел прочности труб участков № 1, 3 не ниже 400 МПа, пластичность не менее 6,8 %, относительное поперечное сужение не менее 50 %. Предел прочности трубы участка № 2 не ниже 430 МПа, пластичность не менее 4,9 %, относительное поперечное сужение не менее 60 %. При испытаниях образцов на трещиностойкость зарождение и распространение трещины в материале трубы ТК происходит по механизму вязкого разрушения. Критический коэффициент интенсивности напряжений труб участков № 1, 3 в радиальном направлении не ниже 40 МПа·м^{1/2}, а

критическое раскрытие трещины не менее 0,098 мм. Критический коэффициент интенсивности напряжений материала трубы участка № 2 не менее 50 МПа·м^{1/2}, а критическое раскрытие трещины не менее 0,087 мм. В осевом направлении значения трещиностойкости более высокие, чем в радиальном направлении. Материал верхнего и нижнего ЭЛСС обладает высокими характеристиками сопротивления хрупкому разрушению. Критический коэффициент интенсивности напряжений не ниже 40 МПа·м^{1/2}, а критическое раскрытие трещины не ниже 0,087 мм. Прочностные свойства материала зон ЭЛСС на уровне значений прочностных свойств металла примыкающих труб, о чем свидетельствуют результаты измерений твердости.

Переходники сохранили целостность, частичное раскрытие стыков сталь-цирконий (рисунок 24) не влияет на их работоспособность.

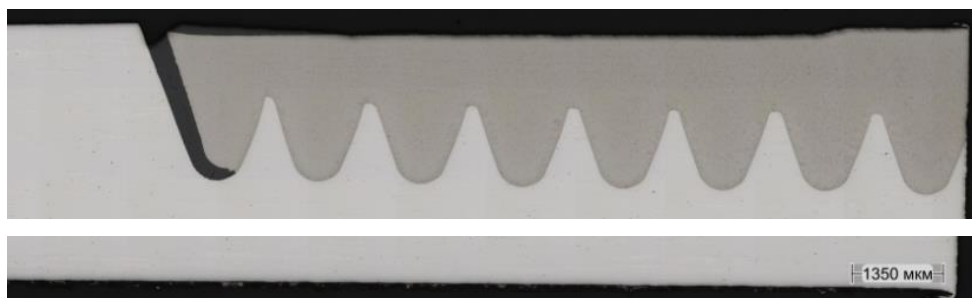


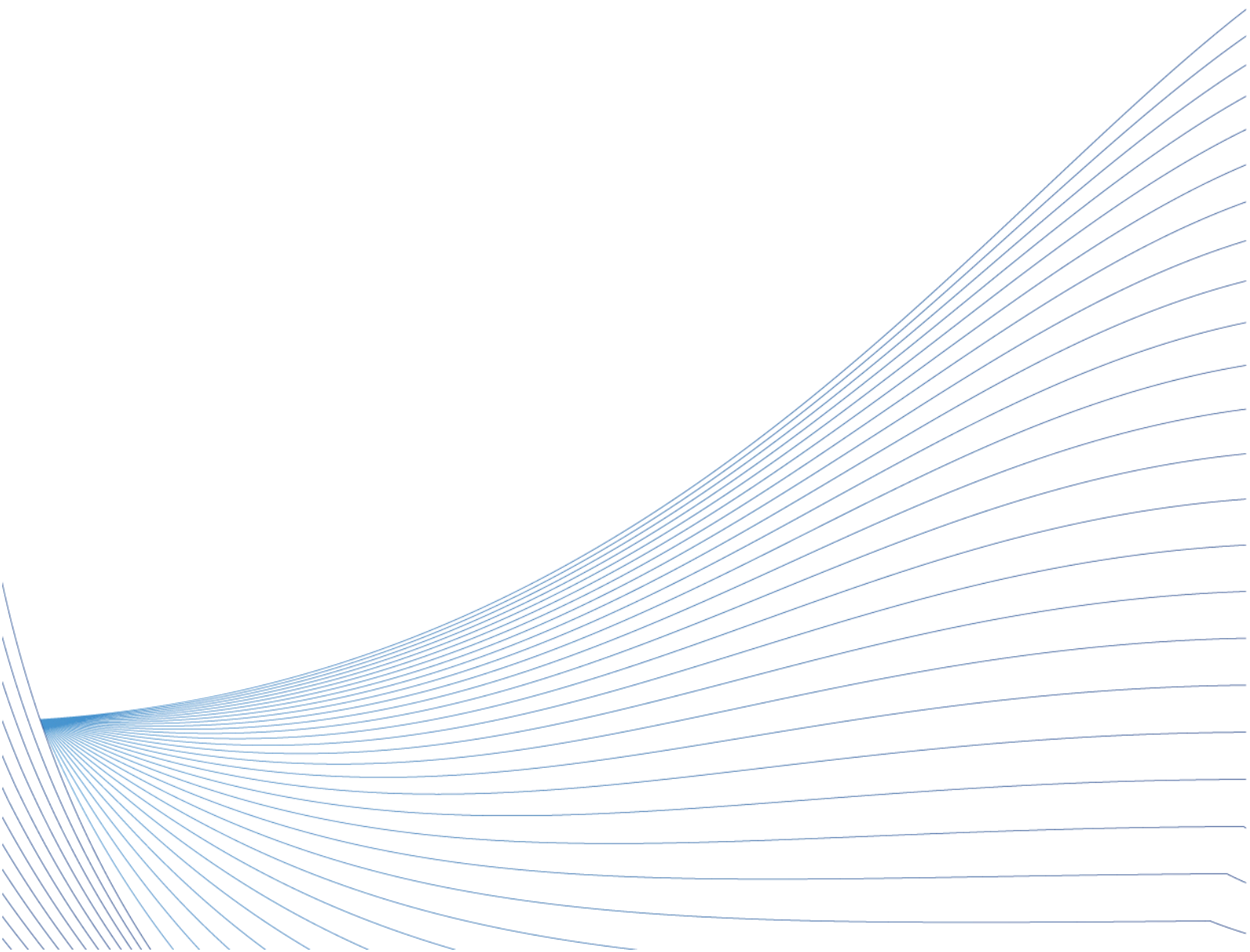
Рисунок 24 – Раскрытый внутренний стык (выход диффузионного сварного соединения) верхнего переходника (участок №1)

Содержание водорода в ниппелях переходников находится в диапазоне 30-40 ppm, в зонах ЭЛСС – 10-30 ppm, в трубе – 10-20 ppm, а в зонах контакта с ДР не превышает 35 ppm.

Топливный канал второй загрузки, извлеченный из третьего энергоблока Ленинградской АЭС, после эксплуатации в течение 22 лет, с точки зрения окружного формоизменения, коррозионного состояния, содержания водорода и механических свойств материала циркониевой трубы и сварных соединений, выполненных электронно-лучевой и диффузионной сваркой, сохранил свою работоспособность.

АО «ИРМ»: Аверин С.А., Цыгвинцев В.А., Вельмогин Д.Н., Нежданов А.Г., Ярков В.Ю., Исинбаев А.Р., Самедов В.К., Старицын С.В.
АО «НИКИЭТ»: Балдин Д.В., Слободчиков А.В., Яцковец С.Г., Родченков Б.С., Бакулин Д.В.

ДОСТИЖЕНИЯ



Статистические показатели по науке

Наукометрические показатели за 2023 год

№	Показатель	Количество
1.	Созданные РИД, шт.	8
2.	Использованные РИД, шт.	30
3.	Научные публикаций, шт.	20
	Из них: индексируемых в российских и международных информационно-аналитических системах научного цитирования, шт	13
4.	Обучающиеся сотрудники (аспирантура/соискатели/магистратур)	16
5.	Стажёры/практиканты	35

Перечень публикаций АО «ИРМ» в 2024 году:

№ п/п	Характер документа	Название	Авторы	Источник публикации
1	статья	Experimental and theoretical justification of passive heat removal system for irradiated fuel assemblies of the nuclear research reactor in a spent fuel pool	Ta Van Thuong, Tashlykov O.L., Glukhov S.M., Shumkov D.E., Volchikhina YuV.	Nuclear Engineering and Technology, https://doi.org/10.1016/j.net.2023.02.028
2	статья	Построение диаграммы деформационного упрочнения для анализа напряженно-деформированного состояния материала оболочки твэла.	Карагерги Р.П., Коновалов А.В., Евсеев М.В., Козлов А.В.	Деформация и разрушение материалов. 2023. №4, С.- 24-31 DOI: 10.31044/1814-4632-2023-4-24-31
3	статья	Структурно-фазовое состояние феритно-мартенситной стали ЧС139 после облучения в реакторе БН-600	Николаева Н.С., Леонтьева-Смитрнова М.В., Панченко В.Л.	Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение и новые материалы. 2023. Выпуск 1 (117). С. 34-43.
4	статья	Расчетный анализ теплогидравлических параметров бассейнов выдержки Билибинской	Воробьева А.А., Московченко И.В., Мухамадеев Р.И., Сергеев В.В.,	Известия вузов. Серия: Ядерно-реакторные константы. 2023. № 1.

		АЭС при длительном хранении ОЯТ	Суворов А.П., Тимофеев В.Ф., Низента Е.С., Титаренко В.А., Голосов О.А., Глушкова Н.В.	С. - 44 -56. https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.04
		Computational analysis of thermal&hidraulic parameters of storage pools of the BilibinoNPP during long&term storage of spent nuclear fuel	Vorobeva A.A., Moskovchenko I.V., Mukhamadeev R.I , Sergeev V.V., Suvorov A.P., Timofeev V.F., Nizenta E.S., Titarenko V.A., Golosov O.A., Glushkova N.V.	
5	статья	Organic and inorganic carbon-14 in discharges of JSC Institute of Nuclear Materials	Nazarov E.I., Ekidin A.A., Kruzhalov A.V., Vasyanovich M.E., Lysikov A.I., Kalinkin P.N., Russkikh I.M.	Nuclear Engineering and Technology. Volume 55, Issue 6, June 2023, Pages 2107-2111. https://doi.org/10.1016/j.net.2023.03.019
6	статья	Study of atmosphere parameters of the IVV-2M reactor hal	Vasyanovich M.E., Zhukovsky M.V. Nazarov E.I., Russkikh I.M.	Nuclear Engineering and Technology. Volume 55, Issue 6, June 2023, Pages 2107-2111. https://doi.org/10.1016/j.net.2023.03.019
7	статья	The Effect of Cooling Rate on Crystallographic Features of Phase Transformations in Zr-2.5Nb	Lobanov M.L., Yarkov V.Y., Pastukhov V.I., Redikultsev A.A., Zorina M.A.	Materials (Basel), 2023, 16(10), 3758 DOI: 10.3390/ma16103758

8	статья	Методические аспекты определения скорости коррозии стали 316L с защитными покрытиями в расплаве LIF-KF-NAF	Лапин Ю.В., Хвостов С.С., Голосов О.А., Ярков В.Ю., Пономарева Ю.И., Никитина Е.В., Карфидов Э.А., Зайков Ю.П.	ЭЛЕКТРОХИМИЯ В РАСПРЕДЕЛЕННОЙ И АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ. Сборник трудов второго Всероссийского семинара "Электрохимия в распределенной и атомной энергетике", посвященного 70-летию профессора Хасби Биляловича Кушхова .
---	--------	--	--	--

				Екатеринбург, 2023. С. - 42-45
9	статья	Структурные состояния стали 316L в зоне сварного шва	Ярков В.Ю., Пастухов В.И., Голосов О.А., Цупрун Ю.И., Осинцева А.А.	Металловедение и термическая обработка металлов. № 7 (817). 2023. С. 64-68
10	статья	Structural States of Steel 316L in the Zone of Welded Joint	Yarkov V. Yu., Pastukhov V. I., Golosoov O. A., Tsuprun Yu.I., Osintseva A. A.	Metal Science and Heat Treatment, 14 December 2023 https://doi.org/10.1007/s11041-023-00954-7
11	статья	Возможности нейтронно-активационного анализа для исследования коррозионного поведения металлических материалов в расплавах солей	Хвостов С.С., Голосов О.А., Старицын С.В., Никитина Е.В., Карфидов Э.А., Глушкова Н.В., Зайков Ю.П.	«Расплавы» выпуск №6. 2023. С. - 644-651
12	статья	Скорость коррозии стали ЭП-823 в расплавах хлоридов щелочных металлов	Голосов О.А., Хвостов С.С., Старицын С.В., Барыбин А.В., Пастухов В.И., Глушкова Н.В., Зайков Ю.П., Никитина Е.В., Казаковцева Н.А.	«Расплавы» выпуск №2. 2023. С. 203-218
13	тезисы доклада	Методики кратковременных механических испытаний образцов из оболочки ТВЭЛА с анализом напряженно-деформированного состояния	Карагерги Р.П., Козлов А.В., Шило О.Б., Барсанова С.В., Портных И.А	Международная конференция «Физическая мезомеханика. Материалы с многоуровневой иерархически организованной структурой и интеллектуальные производственные технологии», 11–14 сентября 2023 г. Томск, Россия. С. 135 — 136

14	статья	Обеспечение безопасности эксплуатации и хранения ОТВС ИЯУ ИВВ-2М с использованием системы пассивного расхолаживания шахты-хранилища	Шумков Д.Е., Ташлыков О.Л., Глухов С.М.	Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы, 2023, № 3, с. 115–124. Доступно на https://vant.ippe.ru/year2023/3/radiation-technologies/2372-10.html
15	статья	Ensuring the Safety of Operation and Storage of SFA of the IVV-2M Research Nuclear Reactor Using the Passive Cooling System of the Storage Mine.	Shumkov D.E., Tashlykov O.L., Glukhov S.M.	Problems of Atomic Science and Technology. Series: Nuclear and Reactor Constants, 2023, issue 3, 3:10. Available at https://vant.ippe.ru/en/year2023/3/3/radiation-technologies/2392-10.html
16	тезисы доклада	Методология исследований твэлов реакторов БН в АО «ИРМ»	Портных И.А., Козлов А.В., Глушкова Н.В.	Новые материалы: перспективные технологии получения материалов и методы их исследований. Москва, 17–19 октября 2023 года. Сборник тезисов докладов 21-й Международной школы-конференции имени Б.А. Калина для молодых ученых и специалистов. Москва, 2023, С. - 53-55
17	статья	Влияние скорости охлаждения на структуру стали ферритно-мартенситного класса	Устинов А.Е., Ярков В.Ю., Панченко В.Л., Соловьева С.В.	Сборник статей конференции XXII Международной научно-технической Уральской школы-семинара металловедов — молодых ученых (Екатеринбург, 23–27 октября 2023 г.). с. - 200-204
18	статья	Особенности фазовых превращений в нержавеющей стали ферритно-мартенситного класса	Соловьева С.В., Пастухов В.И., Ярков В.Ю., Устинов А.Е.	Сборник статей конференции XXII Международной научно-технической Уральской Школы-семинара металловедов — молодых ученых (Екатеринбург, 23–27 октября 2023 г.). С. - 195-199

19	статья	Термодинамические аспекты коррозионного поведения сталей в расплавах свинца, содержащих кислород	Романченко Ю.С., Голосов О.А., Хвостов С.С., Зорина М.А.	Сборник статей конференции XXII Международной научно-технической Уральской школы-семинара металлургов — молодых ученых (Екатеринбург, 23–27 октября 2023 г.). С. 360-365
20	статья	Определение упругих характеристик нержавеющей аустенитных и ферритно-мартенситных сталей	Ладейщиков К.М., Карагерги Р.П., Козлов А.В.	Сборник тезисов докладов XXII Международной научно-технической Уральской школы-семинара металлургов — молодых ученых (Екатеринбург, 23–27 октября 2023 г.). – Екатеринбург : УрФУ, 2023. С. - 396-400. ISBN 978-5-91256-612-7
21	тезисы доклада	Коррозионное поведение стали ЭП-823 в расплавах хлоридов щелочных металлов	Хвостов С.С., Голосов О.А., Зайков Ю.П., Никитина Е.В.	Физическая химия и электрохимия расплавленных и твердых электролитов : Сборник материалов XIX Российской конференции, посвященной 65-летию Института высокотемпературной электрохимии Уральского отделения РАН, Екатеринбург, 17–21 сентября 2023 года. – Екатеринбург: Издательский Дом «Ажур», 2023. – С. 75-77. – EDN LAISLX.
22	тезисы доклада	Методические аспекты определения показателей коррозии стали ЭП-823Ш в потоке свинца, содержащем кислород в нормируемом диапазоне РУ БРЕСТ-ОД-300	Голосов О.А., Осинцева А.А., Хвостов С.С., Исинбаев А.Р., Шабельников Е.А.	Сборник трудов VI Международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ – 2023)
23	диссертация	Коррозия стали ЭП-823 в хлоридных расплавах при	Хвостов С.С.	Место защиты: ФГБУН ИВЭ УрО РАН, Номер государственной

		пирохимической переработке отработавшего ядерного топлива		регистрации:
--	--	---	--	--------------

Сведения об участии работников АО «ИРМ» в научно-технических мероприятиях:

Участие в научно-технических мероприятиях (конференции, семинары и др.)	24
Из них:	
Российских	19
Международных	5
Число участников от АО «ИРМ» в научно-технических мероприятиях (конференции, семинары и др.)	50
Число докладов на научно-технических мероприятиях (конференции, семинары и др.)	30

За 2023 года подготовлено 14 результатов интеллектуальной деятельности, создано 8 объектов интеллектуальной собственности, 30 использовано в хозяйственной деятельности.

Прочие научно-технические достижения

Примеры внедрения созданных результатов научно-технической деятельности (РНТД)

Одним из важных показателей научной деятельности Общества является внедрение объектов интеллектуальной собственности.

В отчетном году в хозяйственную деятельность Общества внедрено восемь объектов интеллектуальной собственности. Новые разработки нашли своё применение во всех традиционных направлениях деятельности Института:

- при производстве радиоизотопной продукции разработан и внедрен способ минимизации потерь ^{131}Cs в ходе его производства;
- в научно-исследовательских и опытно - конструкторских работ по определению физико - механических свойств конструкционных материалов применяется способ подготовки образцов оболочечных труб твэлов и устройство для его реализации;
- при испытаниях топлива реакторов ВТГР применяются способ и устройство, описанные в патентах РФ на изобретение № 2781552 «Ампульное облучательное устройство для реакторных исследований», №2787139 «Способ контроля плотности потока тепловых нейтронов и устройство для его осуществления».

Также в рамках цифровизации науки и оптимизации процесса подготовки экспериментальных устройств для проведения исследований кандидатных материалов по направлению «БРЕСТ-ОД-300» приобретены и внедрены в процесс по реализации работ исключительные права на программы ЭВМ: «Демонстрационная виртуальная модель проведения экспериментов на стенде с ТЖМТ-теплоносителем с заданными параметрами», «Схема оптимизационного связанного расчета облучательного устройства «Урал». Версия 1.0» и секреты производства («ноу-хау»): «Виртуальный тренажер и демонстрационная модель устройства «Урал» с ТЖМТ-теплоносителем», «Цифровой двойник и архив экспериментов данных».

Применение усовершенствованных подходов к проведению научных исследований позволяет АО «ИРМ» оставаться одним из ведущих материаловедческих центров Урала. Разработки в области производства радиоизотопов способствуют постоянному наращиванию линейки выпускаемой инновационной продукции.

Итоги издательской деятельности (Книги, монографии, сборники научных трудов)

Выпущен сборник тезисов докладов, представленных на межотраслевой научно-технической конференции «Реакторные материалы атомной энергетики», которая проходила 11-15 сентября 2023 года в г. Екатеринбурге.

Содержание сборника:

<i>Пленарные доклады.....</i>	<i>9</i>
<i>Разработка активных зон для АСММ и ПЭБ. Текущее состояние и направления развития. Папотин В.Ю.....</i>	<i>9</i>
<i>Высокотемпературное дисперсионное топливо – перспектива будущего. Кощеев К.Н.....</i>	<i>11</i>
<i>Рассеяние нейтронов: бесценный метод диагностики материалов в арсенале экспериментальных методик реакторного материаловедения. Губкин А.Ф.....</i>	<i>12</i>
<i>Секция 1. Материалы элементов конструкций активной зоны и топливо реакторных установок.....</i>	<i>13</i>
<i>Термомеханическое взаимодействие элементов тепловыделяющей сборки активной зоны реакторов типа БН. Виленский О.Ю., Рябцов А.В.....</i>	<i>13</i>
<i>Разработка программных средств для решения эксплуатационных вопросов, связанных с разгерметизацией твэлов на РУ ВВЭР. Афанасьева Е.Ю., Евдокимов И.А., Калинин П.М., Хромов А.Г., Маслова Л.А., Сорокин А.А., Горюшин И.О., Бурцев А.Ю., Золотарев С.П., Бабкин С.В.....</i>	<i>15</i>
<i>Оценка технического состояния циркониевых частей экспериментальных каналов ИЯР ИВВ-2М после 60 лет эксплуатации. Аверин С.А.....</i>	<i>18</i>
<i>Нанесение защитных покрытий системы FeCrAl на оболочки твэл из стали ЭП823-Ш для повышения их коррозионной стойкости в жидком свинце. Джумаев П.С., Корневский Е.Л., Исаев Р.Ш., Чурсин В.А., Яшин А.С., Науменко И.А., Тарасов Б.А., Пухарева Н.А., Малиновский Е.Д.....</i>	<i>19</i>
<i>Характеристики конструкционных материалов ТВС-К после эксплуатации в реакторе PWR на АЭС RINGHALS-3. Шевяков А.Ю., Маркелов В.А., Кузнецов В.И.....</i>	<i>21</i>
<i>Разработка методики определения когезии и адгезии хромового покрытия оболочек твэлов. Ожмегов К.В., Заводчиков А.С., Кабанов А.А., Кузнецов В.И., Маслов А.А., Краснобаев Н.Н.....</i>	<i>22</i>
<i>Применение ускоренных коррозионных испытаний для оценки качества хромового покрытия на оболочках твэлов из циркониевых сплавов. Мальгин А.Г., Шелепов И.А., Буланцова Е.Г., Ерёмин И.С., Маркелов В.А.....</i>	<i>24</i>
<i>Особенности проведения на реакторе ИР-8 ампульных испытаний опытных твэлов в условиях естественной конвекции. Абрамов А.Н., Арефинкина С.Е., Бабенко А.В.,</i>	

Герстле А.Д., Ерак Д.Ю., Ефремов П.К., Михин О.В., Мурашов В.Н., Насонов В.А., Седов А.А., Яковлев В.В.....	26
Исследование коррозионной стойкости оболочек из сплава циркония Э110 с покрытиями на основе хромсодержащих высокоэнтропийных сплавов тугоплавких металлов в воде и при высокотемпературном окислении. Пухарева Н.А., Джумаев П.С., Кореневский Е.Л., Малиновский Е.Д., Слепцова Е.Р.....	28
Разработка комплекса промышленных технологий по изготовлению реактора типа ВВЭР-С, обеспечивающих ресурс эксплуатации до 80 лет. Иванов И.А., Дуб В.С., Шурыгин Д.А., Мальгинов А.Н., Баликоев А.Г., Соловьева М.С., Бубнёнков Б.Б., Тохтамышев А.Н., Стрижов М.А.....	30
Разработка высокопрочного теплостойкого материала и технологии его производства для корпуса реактора типа ВВЭР-СКД. Иванов И.А., Дуб В.С., Шурыгин Д.А., Мальгинов А.Н., Баликоев А.Г., Бубнёнков Б.Б., Соловьева М.С., Тохтамышев А.Н., Стрижов М.А.....	32
Участие ИРМ в работах по обоснованию повышения предельного ресурса ТВС реакторов на быстрых нейтронах. Портных И.А., Козлов А.В., Глушкова Н.В.....	34
Особенности физико-химического взаимодействия материалов активной зоны реакторов с ТЖМТ в условиях тяжелой аварии с разгерметизацией. Тимчук А.В., Кургузкина М.Е., Шуваева Е.Б., Альмяшев В.И.....	35
Контроль герметичности экспериментального топлива реактора ВТГР В методом «слабого» облучения. Агульник М.А., Гроль А.В., Дегтярев В.В., Кондратьева Е.С., Фомиченко П.А., Федин О.И., Вахрушев Е.Я., Голубев И.Е., Давыдов А.В.....	38
Особенности поведения современного снуп-топлива под облучением на примере экспериментов ОУ-1 и ОУ-4. Зборовский В.Г., Хоружий О.В., Лиханский В.В., Иванов Ю.А., Персиянова Е.И., Скупов М.В.....	40
Секция 2. Перспективные материалы и технологии для атомной энергетики.....	42
Текстурный анализ циркониевых сплавов по данным дифракции обратно рассеянных электронов и рентгеновского излучения разной мощности. Исаенкова М.Г., Крымская О.А., Клюкова К.Е., Петров М.И., Богомолова А.В., Козлов И.В., Джумаев П.С., Фесенко В.А.....	45
Коррозия материала протектора из углеродистой стали СтЗсп слоистых материалов типа 12Х18Н10Т-СтЗсп-12Х18Н10Т в водных средах, содержащих хлориды. Голосов О.А., Хвостов С.С., Глушкова Н.В., Розен А.Е., Осинцева А.А., Ярков В.А., Исинбаев А.Р., Самедов В.К., Цыгвинцев В.А., Макарова Е.А.....	46
Влияние состава солевой и газовой фазы на коррозию кандидатных металлических материалов в расплаве хлоридов лития и калия. Карфидов Э.А., Никитина Е.В., Селиверстов К.Е., Кузнецова А.В., Дедюхин А.Е., Муллабаев А.Р.....	48
Вещественный и фазовый составы нитридного отработавшего ядерного топлива по результатам термодинамического моделирования. Мазанников М.В., Потапов А.М., Зайков Ю.П.....	50
Определение кислородосодержащих примесей в LiF-BeF ₂ . Масленникова А.А., Зайков Ю.П.....	53

Окислительно-восстановительный потенциал как комплексный показатель коррозионной активности фторидного расплава. Мушников П.Н., Мушникова А.Е., Зайков Ю.П.....	56
Коррозия конструкционных материалов в расплаве фторидов лития, натрия, калия. Никитина Е.В., Карфидов Э.А., Селиверстов К.Е., Кузнецова А.В., Зайков Ю.П. 58	
Хлорирование сплавов актинидов с благородными металлами. термодинамическое моделирование и экспериментальные данные. Потапов А.М., Каримов К.Р., Зайков Ю.П.	60
Пайка карбидокремниевой керамики припоями на основе циркония. Чернавская Е.Р., Федотов И.В., Иванников А.А.....	62
Керамоматричные композиты, армированные углеродным и SiC волокном, для экстремальных условий эксплуатации. Уткин А.В., Орбант Р.А., Голосов М.А., Банных Д.А., Бакланова Н.И.....	64
Исследование поведения электрохимического восстановления урана и скандия. Ерженков М.В., Николаев А.Ю., Зайков Ю.П.....	65
Исследование теплофизических характеристик топливных компактов. Тихонов Н.А., Бахин А.Н., Киселев Д.С., Федин О.И.....	67
Перспективы использования в атомной отрасли изделий из карбида кремния, получаемых методами АТ. Бубнёнков Б.Б., Жармухамбетов А.С., Иванов И.А., Юдин А.В., Такташов А.Е.	69
Анализ возможности разработки экспериментального канала для определения барьерных характеристик топливных композиции и твэлов по отношению к продуктам деления на ИЯР ИВВ-2М. Литовченко В.Ю., Васютин Н.А., Шабельников Е.В., Ротман Д.Н., Зырянова А.А., Гордеева Д.М., Полозов К.В., Аристов Н.М.....	71
Определение «загрязнения» ураном-235 внешних покрытий микротвэлов и матричного графита топливных компактов ВТГР. Васютин Н. А., Бельтюков И. Л., Кощеев К. Н., Литовченко В.Ю.....	73
Секция 3. Материаловедческие исследования конструкционных материалов и топлива реакторных установок различного назначения.....	75
Комплексный подход к описанию радиационно-индуцированных процессов с использованием статистической модели миграции дефектов. Козлов А.В.....	75
Влияние величины радиационного распухания на механические свойства аустенитных сталей. Неустроев В.С., Макаров Е.И., Маркелов Д.Е., Соколовский Д.А.....	77
Наводороживание каналов СУЗ РБМК-1000 в процессе длительной эксплуатации. Аверин С.А., Цыгвинцев В.А.....	79
Применение конфокальной лазерной микроскопии для определения параметров щелевой и питтинговой коррозии. Лапин Ю.В., Голосов О.А., Ребрин О.И., Пономарева Ю.И., Хвостов С.С.....	81
Влияние степени рекристаллизации на стойкость к формоизменению элементов ТВС из сплава Э635. Саблин М.Н., Никулин С.А., Милешкина О.Ю., Астраханцев М.С., Маркелов В.А., Кузнецов В.И., Еремин С.Г., Муралева Е.М., Посевин А.О., Соколовский Д.А.....	83

<i>Сопротивление коррозии и высокотемпературному окислению циркониевых оболочек с хромовым покрытием для ATF топлива. Шелепов И.А., Мальгин А.Г., Маркелов В.А., Буланцова Е.Г., Бекренев С.А., Ерёмин И.С.....</i>	<i>85</i>
<i>Методика механических испытаний образцов с зоной электронно-лучевого сварного соединения канала СУЗ РБМК 1000. Нежданов А.Г., Аверин С.А.....</i>	<i>87</i>
<i>Структурно-фазовое состояние высоконикелевого сплава после низкотемпературного облучения в реакторе МИР до повреждающей дозы 0,3 сна. Маркелов Д.Е., Обухов А.В.....</i>	<i>88</i>
<i>Влияние нейтронного облучения на физико-механические свойства мелкозернистого реакторного графита. Харьков Д.В., Белан Е.П., Сорбат Д.М., Федосеев А.Е., Гибадуллин И.И., Ульянов А.Ю., Погляд Н.С., Моисеев Д.С.....</i>	<i>89</i>
<i>Разработка низкохромистых алюминий-содержащих сталей для оболочек твэлов перспективных ядерных реакторов. Тарасов Б.А., Никитина А.А., Ирмагамбетова С.М., Джумаев П.С., Никитин С.Н., Тарасова М.С., Коновалов И.И.....</i>	<i>93</i>
<i>Механические свойства топливных таблеток из дисилицида триурана. Рукосуев В.Е., Сивов Р.Б., Михеев Е.Н., Лысиков А.В., Бахтеев О.А., Новиков В.В., Карпюк Л.А.....</i>	<i>94</i>
<i>Зависимость ориентации гидридов в трубах из российских циркониевых сплавов от содержания водорода. Петров М.И., Исаенкова М.Г., Егорочкин Р.О., Михалев Н.А., Богомолова А.В.....</i>	<i>96</i>

Научно-технические мероприятия

11-15 сентября 2023 года в г. Екатеринбурге АО «ИРМ» была проведена межотраслевая научно-техническая конференция «Реакторные материалы атомной энергетики».

Целью данной конференции является развитие инновационных технологий в атомной отрасли в целом и области материаловедения и в частности. На конференции обсуждались приоритеты научно-технологического развития в решении актуальных задач, представлены достижения и результаты работ.

В конференции приняли участие 66 представителей от 16 организаций Госкорпорации «Росатом», институтов Российской Академии Наук и ВУЗов, из них 29 участников являются молодыми учеными и специалистами до 35 лет.

Было представлено 55 докладов по основным тематическим направлениям конференции.

Основные тематические направления конференции:

– Реакторные испытания материалов и изделий (модели, методы и устройства для реакторных испытаний материалов и изделий ядерной техники).

– Реакторное материаловедение (исследования материалов и ядерного топлива действующих и инновационных ядерных энергетических установок БН, ВВЭР, ВВЭР-СКД, ВТГР, ЖСР).

– Обращение с ОЯТ и РАО.

На конференции рассматривались вопросы, связанные с действующими и перспективными реакторами на быстрых и тепловых нейтронах, в том числе:

– Конструкции ТВС и твэлов;

– Конструкционные материалы активной зоны (оболочки твэлов, дистанционирующие решетки, материалы чехловых труб и т.д.);

– Перспективные материалы для оболочек твэлов, в т.ч. ДУО стали, ванадиевые сплавы на базе систем V-Cr-W-Zr, V-Cr-Ta-Zr;

– Поглощающие элементы – карбид бора, титанат диспрозия, гидрид гафния;

– Опыт эксплуатации топлива реакторов РБМК, ВВЭР и БН;

– Топливо с выгорающими поглотителями нейтронов (уран-гадолиниевое топливо, топливо с добавками эрбия);

– Толерантное топливо: покрытия на оболочки (хромовое покрытие, многослойное покрытие, покрытие высокоэнтропийными сплавами), новые материалы оболочек (SiC, 42XNM), новые виды топлива (U_3Si_2 , UN, U-10%Mo, U-10%Zr, Lightbridge);

– Топливо для станций малой мощности (интерметаллид – UAl_3 в алюминиевой матрице, металлокерамика – UO_2 +алюминиевый сплав, U_3Si_2);

– MOX-топливо, СНУП-топливо;

– Методы исследования конструкционных и топливных материалов (методы исследования механических и теплофизических свойств, коррозионные испытания);

– Поведение топлива (твэлов, ТВС) в условиях повышения мощности реакторной установки;

– Поведение топлива в переходных режимах работы, а также в условиях проектных аварий типа RIA, LOCA;

– Реакторные эксперименты и послереакторные исследования;

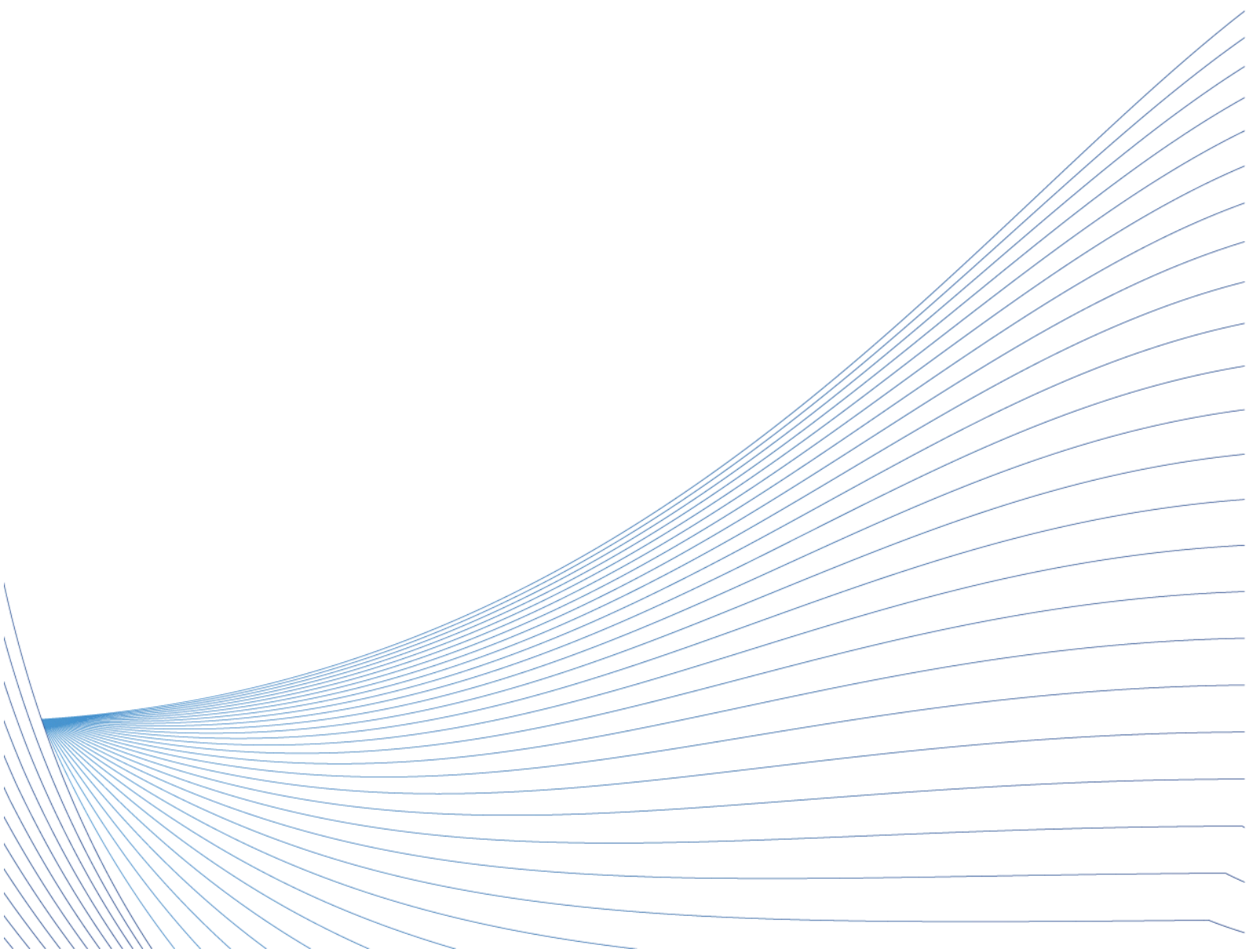
– Методы ускоренных испытаний для обоснования новых кандидатных материалов перспективных ядерных установок;

- Методическое обеспечение реакторных характеристик (температуры, ВХР, контроль формоизменения и выхода ГПД);
- Послереакторные исследования: новые задачи, методики, результаты;
- Вопросы верификации расчетных кодов для моделирования ТВС, топлива и оболочек в условиях эксплуатации, цифровые двойники;
- Вопросы коррозионной стойкости оболочек (влияние теплоносителя, загрязнений и отложений);
- Вопросы хранения и транспортировки отработавшего топлива.

В 2023 г. принято по программе "Стажировка" 2 стажера (подготовка научных и инженерных кадров). В 2023 г. на постоянный трудовой договор переведено 4 стажера по итогам успешного окончания программы «Стажировка».

В 2023 г. в АО «ИРМ» прошли 27 человек производственную и преддипломную практику по направлению деятельности отделения радиационного материаловедения, отдела реакторных испытаний, отдела эксплуатации исследовательской ядерной установки, отдела главного метролога, отдела интеграции систем менеджмента и контроля качества. В настоящее время в АО «ИРМ» работают 10 человек, имеющих ученую степень, их них 1 доктор и 9 кандидатов наук.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ



Участие в федеральных и отраслевых программах, получение грантов и других форм поддержки

В рамках реализации Комплексной программы «Развитие техники, технологий и научных исследований в области использования атомной энергии в Российской Федерации на период до 2024 года» АО «ИРМ» являлся исполнителем работ:

– «Экспериментальные исследования по определению влияния нейтронного облучения на коррозионную стойкость в свинцовом теплоносителе стали марки ЭП302-Ш, а также ее сварных соединений» (Федеральный проект «Разработка технологий двухкомпонентной атомной энергетики с замкнутым ядерным циклом»);

– «Разработка РКД установки для экспериментального обоснования способов очистки газовой смеси от аэрозолей, йода, цезия, рутения после продувки топливной соли газом-носителем в обоснование технических решений РУ ИЖСР» (Федеральный проект «Разработка новых материалов и технологий для перспективных энергетических систем»)

Проект Единого Отраслевого Тематического Плана Госкорпорации «Росатом» «Разработка технологии производства тросовых источников на основе изотопа ^{192}Ir для гамма-терапевтических аппаратов контактного облучения» реализован в 2022-2023 годах. В рамках гранта ФГБУ «Российский фонд фундаментальных исследований», полученного ИВТЭ УрО РАН, специалистами АО «ИРМ» выполнен договор «Определение скорости коррозии предварительно облученных перспективных материалов с защитными покрытиями в расплаве LiF-NaF-KF».

Сотрудничество с вузами и институтами РАН

В ИРМ активно развиваются отношения с вузами в сфере подготовки кадров (совместная разработка специализированных программ подготовки, переподготовки и повышения квалификации персонала, в том числе на базе Университета НТИ («Университет 2035»); ведется целевая подготовка студентов; формирование базовых кафедр в вузах; сотрудники ИРМ принимают участие в преподавательской работе; развивается система практик и стажировок; практика оформления стратегических соглашений о совместной деятельности и др.).

В АО «ИРМ» действует базовая кафедра «Радиационные и ядерные технологии» на базе ФГАОУ ВПО «УрФУ».

Ежегодно совместно с Физико-техническим институтом УрФУ проводится семинар по заслушиванию работ магистрантов и аспирантов.

Эксперты АО «ИРМ» участвуют в проведении государственной итоговой аттестации по направлениям: «Автоматизация технических процессов и производств (по отраслям)», «Электрические станции, сети и системы», «Программирование в компьютерных системах», «Экономика и бухгалтерский учет».

Проводятся производственные практики с привлечением работников предприятия в качестве наставников (ФГАОУ ВО УрФУ, ФГАОУ ВО МГУ, ФГАОУ ВО «Московский политехнический университет», ФГАОУ УГЛТУ, УГГУ, ФГАОУ ВО РГППУ и т.д.).

Проводятся ознакомительные стажировки для преподавателей УрФУ.

В АО «ИРМ» для студентов высших учебных заведений реализуется программа научных стажировок «Лаборатория роста Росатома», направленная на отбор и привлечение студентов к стажировкам с целью обеспечения молодыми кадрами в сфере научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ. Программа позволяет в ходе обучения получить практический опыт взаимодействия с предприятием отрасли, сформировать четкое объективное видение будущей специальности. Программа реализуется совместными усилиями с научными руководителями - наставниками. В 2023

года трудоустроен на срочный трудовой договор 1 студент из «Уральского Федерального Университета имени первого Президента России Б.Н.Ельцина».

АО «ИРМ» оказывает содействие в ранней профориентации студентов, приобщает к Чемпионатному движению WorldSkills/ Atomskills с целью повышения престижа рабочих профессий, мотивации рабочих к совершенствованию профессиональных навыков в избранной профессии. Институт развивает экспертные сообщества, создает среду для раскрытия, развития и применения потенциала каждого работника.

Эксперты АО «ИРМ» принимают участие в Курчатовских чтениях школьников.

В 2023 году в рамках соглашения о сотрудничестве между АО «ИРМ», ИВТЭ УрО РАН и ИФМ УрО РАН проведены экспериментальные работы в обоснование применимости методов нейтронного рассеяния для аттестации состояния материалов атомной энергетики. По итогам работа «Нейтроннографическая диагностика фазового состава продуктов электрохимического восстановления модельного ядерного топлива» вошла в Отчет научного совета РАН по нейтронным исследованиям на реакторах и импульсных источниках нейтронов о наиболее значимых результатах за 2023 год.

В рамках доходного договора с ИВТЭ УрО РАН проведены экспериментальные исследования по конкретизации механизма коррозии металлических материалов в условиях, приближенных к реальным условиям работы жидкосолевого ядерного реактора. Выполнены реакторные испытания и материаловедческие послереакторные исследования металлических материалов (сталь 316L без покрытия, сталь 316L с Mo покрытием, сталь 316L с W покрытием) после коррозионных испытаний в течение 20 часов при 600 °С в расплавах солей LiF-NaF-KF с отдельными добавками 2 масс. % Li₂O и 10 % масс. CeF₃.

При разработке концепции развития площадки АО «ИРМ» с участием ФГАОУ ВО УрФУ, ИФМ УрО РАН, ИВТЭ УрО РАН создана «Программа научных исследований на базе ИЯУ «УРАЛ» и комплекса защитных камер».

Работа НТС по рассмотрению основных направлений научно-технической деятельности института реакторных материалов

Итоги заседаний Научно-технического совета

В 2023 году НТС АО «ИРМ» состоял из 20 человек, в том числе 18 – научные сотрудники предприятия, а также в число членов по рекомендации УК «Наука и инновации» включены директор по техническому обеспечению и развитию производства АО «Наука и инновации» Лемехов Юрий Владимирович и от ЧУ «Наука и инновации» руководитель направления Сафонов Иван Александрович. В своей работе НТС руководствовался «Положением о научно-техническом совете акционерного общества «Институт реакторных материалов».

В течение 2023 года всего проведено 21 заседание, на которых рассматривались вопросы по научно-технической деятельности предприятия, подготовки специалистов высшей квалификации, подготовки докладов и участие научных работников и специалистов в отечественных и зарубежных научных мероприятиях, проведения научно-технической конференции по плану НТМ ГК «Росатом» и РАН.

На заседании НТС 18.01.2023 года проведен первичный анализ заявок и подготовлены заключения по результатам проведенной экспертизы о включении в план финансирования на 2023 год 6 заделных работ по основным направлениям научной деятельности АО «ИРМ». По результатам обсуждения принято решение рекомендовать к реализации 4 заявки, две заявки предложено направить на доработку проектов.

На НТС 09.02.2023 года рассмотрены и одобрены тематические направления Межотраслевой научно-технической конференции «Реакторные материалы атомной энергетики», проведение которой предусмотрено в рамках НТМ ГК «Росатом» в сентябре 2023 года. Подготовлен и согласован состав Программного комитета конференции.

На НТС 15.02.2023 года:

– Проведен анализ результатов работ, выполненных АО «ИРМ» по темам в рамках реализации Комплексной программы инициативных, поисковых и заделных работ. Разработка новых методик реакторных испытаний, выполненных в рамках Комплексной программы, признаны актуальными для проводимых в АО «ИРМ» НИОКР;

– Рассмотрены результаты выполнения работы «Разработка материалов и концептуального проекта исследовательского комплекса на базе АО «ИРМ». Данное направление развития АО «ИРМ» признано стратегически важным для предприятия;

– Обсужден и одобрен разработанный План участия работников АО «ИРМ», включая молодых ученых и специалистов в НТМ, которые запланированы к проведению в 2023 году ГК «Росатом» и РАН, в том числе и международных, намеченных к проведению в РФ.

На заседании 10.04.2023 года рассмотрена доработанная редакция «Концепция создания новой экспериментальной базы на второй площадке АО «ИРМ». Заслушан доклад главного инженера предприятия Русских И.М. После детального обсуждения предложенной редакции «Концепции» принято решение о включении в нее дополнительной информации, касающейся расширения направлений НИОКР в «Программе научных исследований на базе ИЯУ «Урал» и КЗК»

24 апреля на заседании рассмотрена заявка на конкурс 2023 г. «Премия имени А.А. Бочвара». Мотивированное представление на тему «Реакторные испытания и исследования в обоснование работоспособности твэлов с высокоплотным дисперсионным уран-молибденовым топливом низкого обогащения для исследовательских реакторов» рекомендовано для представления в конкурсную комиссию.

На заседании НТС 18 мая после детального обсуждения вопроса об определении режима правовой охраны в отношении РИД «Способ минимизации потерь ^{131}Cs при его выделении из облученного карбоната бария» принято решение об охране разработанного РИД в виде секрета производства («ноу-хау»).

В рамках заседания НТС АО «ИРМ» 08.06.23 проведен научно-технический семинар "Вклад академической и вузовской науки в формирование кадрового потенциала АО «ИРМ». Всего по программе семинара было заслушано семь докладов по темам магистерских и аспирантских диссертаций, представленных соискателями от АО «ИРМ», УрФУ, УрО РАН, ПО «Маяк». По итогам детального обсуждения, все представленные работы признаны в высокой степени готовности к защите. В работе семинара приняли участие ведущие научные специалисты ФТИ УрФУ, ИПЭ УрО РАН, ЦЗЛ «ПО «Маяк».

15.06.23:

– Рассмотрена и утверждена программа конференции «Реакторные материалы атомной энергетики»;

– Рассмотрен статус подготовки научного годового отчета АО «ИРМ» за 2022 год. Обсуждены рекомендации и предложения по корректировке текста отчета, касающиеся расширения информации по экспериментальной базе КЗК и включения информации по проекту ВТГР. В целом, научный годовой отчет одобрен, отмечена своевременная подготовка материалов отчета к публикации;

– В рамках хода выполнения плана НИОКР за 2023 год на заседании НТС 25 июля рассмотрены доклады:

- Послереакторные исследования твэлов ТВС, облучавшихся в ЗМО, ЗСО, ЗБО реактора БН-600;
- Проведение исследований влияния условий измерения активности счетного образца, содержащего радионуклиды $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ и ^{14}C , жидкосцинтилляционным методом с целью последующей разработки и аттестации методик измерений.

По итогам обсуждения членами НТС рассмотренных проектов рекомендовано руководителям работ по темам провести обобщенный анализ выполненных работ и подготовить предложения заказчикам по расширению направлений исследований.

На заседания НТС АО "ИРМ" состоявшихся 07.09 и 28.09.2023 года рассмотрены статусы подготовки диссертаций аспирантов и соискателей АО «ИРМ». На двух заседаниях заслушаны 9 докладов специалистов АО «ИРМ». Для двух диссертаций, после обсуждения полученных результатов, предложено изменить формулировки в названии тем. Установлено, что по двум диссертационным работам полученная информация относится к категории «ДСП» и «КТ», что вызывает большие затруднения в подготовке публикаций и поиске диссертационных советов. В решении НТС, с учетом имеющихся проблем в подготовке к защите некоторых диссертаций, назначены члены НТС, которым поручена разработка предложений по их решению.

На заседании 27.10.23:

– Рассмотрен и одобрен отзыв ведущей организации АО «ИРМ» на диссертационную работу сотрудника АО «ГНЦ НИИАР» Долгова А.И. «Разработка методик проведения исследований экспериментальных твэлов в бассейне выдержки реактора МИР.М1». Отмечена актуальность выбранной темы диссертации и перспективы ее дальнейшего развития. Признано, что работа А.И. Долгова выполнена на высоком научно-техническом уровне, представляет собой самостоятельное, законченное исследование.

– Рассмотрен статус подготовки двух докторских и двух кандидатских диссертаций с предварительным сроком защиты 2025 год. Отмечена актуальность и высокий научный уровень выполняемых диссертационных работ.

31.10.23 рассмотрены результаты НИОКР по теме: «Разработка РКД установки для экспериментального обоснования способов очистки газовой смеси от аэрозолей, йода, цезия, рутения после продувки топливной соли газом-носителем в обоснование технических решений РУ ИЖСР», выполненной в рамках договора между АО «НИКИЭТ» и АО «ИРМ». Отмечено, что работы по договору выполнены в полном объеме в соответствии с ТЗ и КП

В рамках рассмотрения хода выполнения плана НИОКР на 2023 год, в том числе задельных НИР на заседаниях НТС в ноябре и декабре рассмотрены:

– результаты работ по 4-ому этапу календарного плана НИОКР по теме «Экспериментальные исследования по определению влияния нейтронного облучения на коррозионную стойкость в свинцовом теплоносителе стали марки ЭП302-Ш, а также ее сварных соединений».

– результатов работ по 1-ому этапу по теме «Реакторные исследования образцов новых материалов»

– результаты работ на выполнение научно-исследовательской и опытно-конструкторской работы по теме: «Разработка технологии производства тросовых источников на основе изотопа ^{192}Ir для гамма-терапевтических аппаратов контактного облучения»

– работы по теме «Облучение нейтронами в реакторе ИВВ-2М образца природного рения, определение распределения флюенса нейтронов и удельной активности изомера рений-186М в образце»

– выполнение НИОКР «Проведение реакторных испытаний и послереакторных исследований микротвэлов и топливных компактов, изготовленных на лабораторных установках, на этапе 2023 г.»

– результатов исследования этапа 1 «Проведение подготовительных работ с целью создания облучательного устройства для реакторных испытаний макета ТЭГ на исследовательском реакторе» по договору на выполнение составной части НИОКР «Проведение реакторных испытаний макета термоэлектрического генератора. Этап 2023-2024 годов».

– актуализация физической и математической модели работы автономных радиоизотопных источников питания конденсаторного типа с жидким электролитом»

– разработка методики определения коррозионно-опасных примесей при высокотемпературном облучении элементов активных зон различных реакторных установок. 2023-2024 г. Итог 2023 - промежуточный отчет».

– отработка методики по проведению нейтронографических исследований образцов стали ЭК-164, таблеток UO_2 , U и UO_2 после восстановления»

– послереакторные исследования чехловой трубы материаловедческой сборки, облученной до максимальной повреждающей дозы 145 сна.

– обоснование использования методологии «слабого облучения» на реакторе ИВВ-2М.

На заседании 28 декабря рассмотрено выполнение задельной научно-исследовательской работы «Актуализация физической и математической модели работы автономных радиоизотопных источников питания конденсаторного типа с жидким электролитом». По результатам обсуждения выполненной работы НТС рекомендует

провести дополнительные исследования математической модели работы автономных источников питания конденсаторного типа с жидким электролитом для повышения корреляции между экспериментальными и расчетными данными.

Статус работ по продлению срока службы ИЯУ ИВВ-2М рассмотрен в соответствии с планом работ НТС на заседании 6 декабря. Докладчик: главный инженер предприятия Русских И.М. В сообщении представлен статус выполнения Плана проведения работ на 2022 – 2025 годы, а также актуализированный план на 2023 – 2025 годы. Состояние выполнения работ по продлению срока службы ИЯУ ИВВ-2 оценено как удовлетворительное. Принято решение о повторном рассмотрении статуса выполнения работ в июне 2024 года

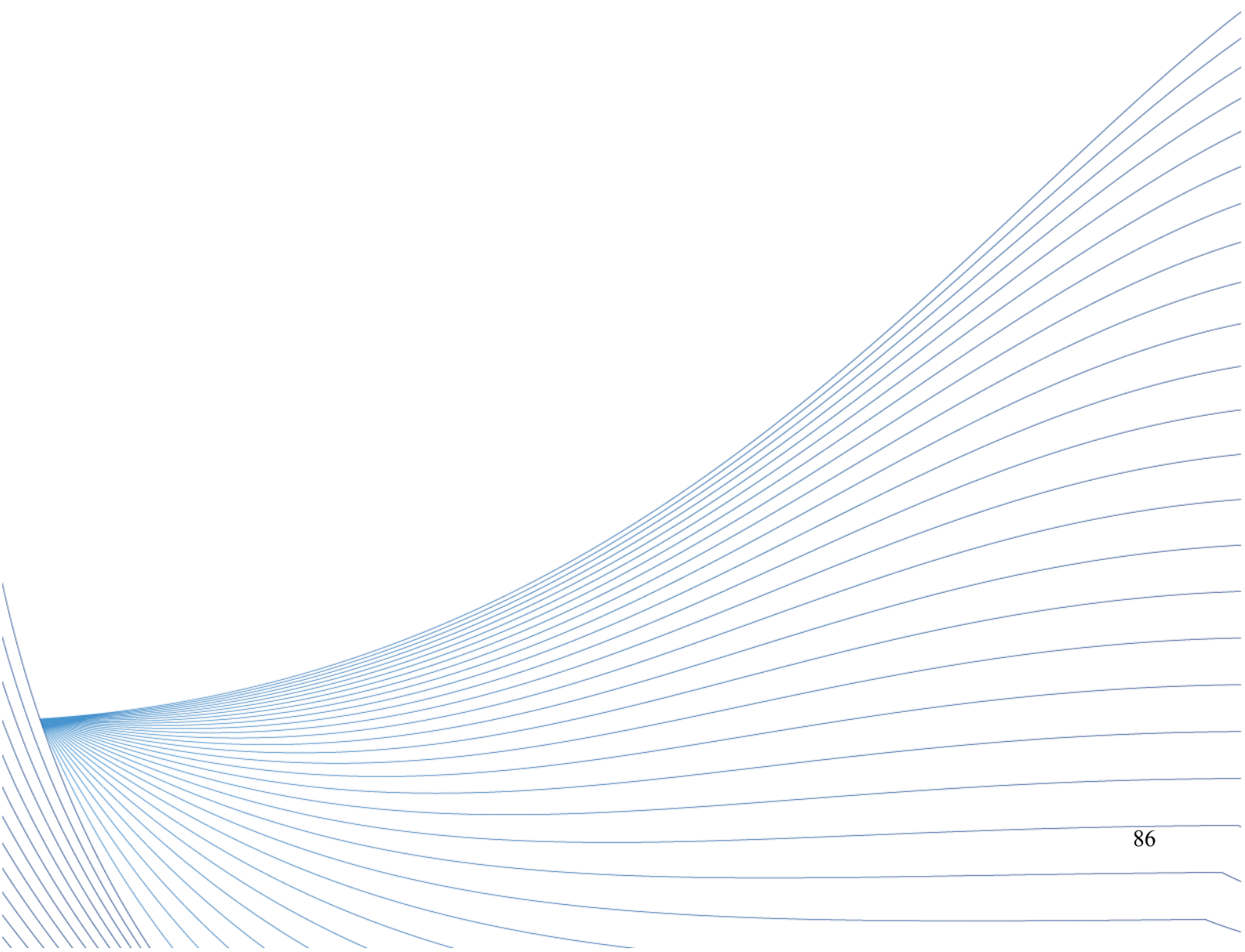
Членами НТС 27 декабря состоялось рассмотрение информационно – аналитических отчетов АО «ИРМ» подготовленных в 2023 году в рамках плана работы ГрУС:

- аналитический обзор «Перспективы использования теоретических экспериментальных методов исследования процессов атомного перераспределения в конструкционных материалах для согласованного описания различных радиационно-индуцированных процессов», руководитель темы Козлов А.В., главный научный сотрудник;

- аналитический отчет «Обзор литературных данных по исследованиям влияния облучения на коррозионное поведение сталей в тяжелых жидкометаллических теплоносителях (ТЖМТ)», руководитель Голосов О.А., старший научный сотрудник.

Подготовленные отчетные документы получили одобрение членов НТС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ



АО «ИРМ» играет важную роль в развитии отрасли. ИЯУ ИВВ-2М с размещёнными на ней стендами и материаловедческий комплекс защитных камер позволяют проводить полный комплекс исследований материалов и изделий ядерной техники, включая дореакторные исследования, реакторные испытания и послереакторные исследования.

Традиционно институт выполняет послереакторные исследования элементов активных зон реакторов типа БН и РБМК.

Исследования отработавших ТВС быстрых натриевых реакторов проводятся в рамках «Программы НИОКР по увеличению длительности топливной кампании реакторов БН». В текущем году выполнены послереакторные разрушающие исследования твэлов ТВС, отработавших в реакторе БН-600 на повышенный ресурс 5-6 МКК до повреждающих доз 106 и 110 сна. С использованием результатов, полученных в 2023 г. и полученных ранее, проведен сравнительный анализ результатов послереакторных исследований твэлов после эксплуатации в реакторе БН-600 в составе ТВС ЗМО и ТВС ЗБО с оценкой остаточного ресурса, что позволило подготовить рекомендации по использованию усовершенствованной стали ЭК164-ИД х.д. в качестве материала оболочек твэлов.

В связи с решением Государственной корпорации «Росатом» о продлении срока службы семи энергоблоков РБМК до 50 лет требуется обоснование остаточного ресурса топливных каналов и каналов СУЗ данных энергоблоков на основе результатов послереакторных исследований, которые традиционно проводятся в АО «ИРМ».

В 2023 году выполнены послереакторные исследования ТК второй загрузки, извлеченного из третьего энергоблока Ленинградской АЭС после 22 лет эксплуатации. Результаты комплексных материаловедческих исследований позволили установить, что топливный канал данный канал с точки зрения окружного формоизменения, коррозионного состояния, содержания водорода и механических свойств материала циркониевой трубы и сварных соединений, сохранил свою работоспособность.

В рамках отраслевого проекта «Прорыв» продолжаются реакторные эксперименты с использованием созданного в АО «ИРМ» стенда «Урал-коррозия» со свинцовым теплоносителем. Выполнены коррозионные испытания аустенитной хромоникелевой стали ЭП302-Ш в свинце, содержащем кислород и проведены последующие материаловедческие исследования по определению коррозионных характеристик образцов основного металла и сварных соединений.

В рамках приоритетного направления «Водородная энергетика» АО «ИРМ» проводит комплекс исследований топлива и материалов высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР). Так, в 2023 году:

- завершены реакторные испытания микротвэлов и топливных компактов, изготовленных по лабораторной технологии с достижением представительных значений выгорания (до ~12% т.а.), что позволило подтвердить правильность выбора концепции топлива ВТГР

- проведены дореакторные исследования и начаты реакторные испытания углеродных материалов и клееных соединений для АЭС.

В 2023 году АО «ИРМ» включился в важную для отрасли работу по созданию атомной станции малой мощности на базе реакторной установки ШЕЛЬФ-М в части экспериментальных исследований образцов, изготовленных по аддитивной технологии методами прямого лазерного выращивания и электродуговой наплавки проволоки. На этапе 2023 года были проведены дореакторные исследования образцов на растяжение и набухание с определением заданных характеристик: плотности методом гидростатического взвешивания, кратковременных механических свойств, относительного поперечного сужения и характера поверхности разрушения образцов после механических испытаний.

Проведение и продолжение столь важных для отрасли работ было бы невозможным без бережной и профессиональной эксплуатации ИЯУ ИВВ-2М, реакторных стендов и комплекса защитных камер коллективом института.

Для обеспечения дальнейшей бесперебойной и безопасной эксплуатации реактора ИВВ-2М в 2023 году активно велись работы по продлению срока эксплуатации до 2040 г. В частности, в рамках этих работ произведена оценка технического состояния циркониевых частей экспериментальных каналов реактора ИВВ-2М и текущего коррозионного состояния алюминиевого сплава САВ1Т, как материала опорной решетки реактора ИВВ-2М для подтверждения возможности дальнейшей длительной эксплуатации. Установлено, что материалы этих ответственных элементов конструкции обеспечат сохранение безопасной эксплуатации РУ до 2040 года.

С учётом понимания высокой важности качественной и современной экспериментальной базы для отрасли в целом коллективом АО «ИРМ» совместно с Центром аналитических исследований и разработок (в инициативном порядке) проведён анализ действующего парка исследовательских реакторов. Показано, что за горизонтом 2040-2050 гг. большинство ИЯУ будут выведены из эксплуатации. Сроки сооружения таких объектов (с момента принятия решения) составляют около 15 лет, а значит решение о сооружении нового исследовательского реактора необходимо принимать в ближайшее время.

В этой связи в 2023 году подготовлены предложения по техническим характеристикам нового исследовательского реактора и комплекса защитных камер, на базе предложений предприятий отрасли и Российской академии наук разработан прогноз перспективных направлений исследований. Предложения отражены в аналитическом отчете ЦАИР «Предложения по концепции развития экспериментальной базы АО «ИРМ».

В части аналитической работы выполнен обзор некоторых проблем и актуальных направлений исследований:

- коррозия циркониевых сплавов, используемых в ядерных энергетических реакторах РФ с водным теплоносителем под давлением: проведенный анализ показал, что для повышения энергетических параметров реакторов ВВЭР следует разрабатывать и внедрять мероприятия по минимизации локальных коррозионных повреждений (нодулярная коррозия) оболочек твэлов ТВС;

- рассмотрены перспективы использования теоретических и экспериментальных методов исследования процессов атомного перераспределения в конструкционных материалах для согласованного описания различных радиационно-индуцированных процессов, которые влияют на свойства и, как следствие, на работоспособность материалов и изделий ядерной техники.

Учитывая вышесказанное, можно констатировать, что АО «ИРМ» успешно выполнило задачи 2023 года по НИОКР и сформировало амбициозные планы на 2024 год, направленные на развитие самого института и отрасли в целом.

Список сокращений и аббревиатур

НИОКР – научно-исследовательская и конструкторская работа
БР-1200 – реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
РУ БРЕСТ-ОД-300 – реакторная установка с тяжелым жидким свинцовым теплоносителем
ВТГР – высокотемпературный газовый реактор
СУЗ – система управления защитой
РБМК-1000 – реактор большой мощности канальный
ОВАО – остеклованные высокоактивные отходы
АИП – автономный источник питания (радиоизотопный)
СФТИ – свердловский физико-технический институт (ныне АО «ИРМ»)
СФ НИКИЭТ – свердловский филиал НИКИЭТ (ныне АО «ИРМ»)
КЗК – комплекс защитных камер
ГДТ, ГДТ-М, ГДО-М – марки термостойких сорбентов.
АЭ – атомная энергия
ТВС – тепловыделяющая сборка
ЖРО – жидкие радиоактивные отходы
ТРО – твердые радиоактивные отходы
ГПД – газовые продукты деления
ПЭМ – просвечивающая электронная микроскопия
ТЖМТ – тяжелый жидкий металлический теплоноситель
ЭУ – экспериментальное устройство
МТ – микротопливо
АкЗ – активная зона (ядерного реактора)
ВАО – высокоактивные отходы
КС – компенсирующий стержень (в системе управления защитой реакторной установки)
ОЯТ – отработавшее ядерное топливо
ЗБО – зона большого обогащения (по длине твэла)
ЗМО – зона малого обогащения (по длине твэла)
ПРИ – послереакторные исследования
ЗТВ – зона термического влияния (сварного соединения)
ЭЛС – электронно-лучевая сварка
ЩК – щелевая коррозия
КМ – конструкционный материал
КПД – коэффициент полезного действия
ОКР – опытно-конструкторская работа
ЭО – экспериментальный образец
РИД – результат интеллектуальной деятельности
ЯЭУ – ядерная энергетическая установка