



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 2021 году

г. Заречный, 2022

Госкорпорация «Росатом»
АО «Наука и инновации»
АО «ИРМ»

НАУЧНЫЙ
ГОДОВОЙ
ОТЧЕТ
АО «ИРМ»

2021

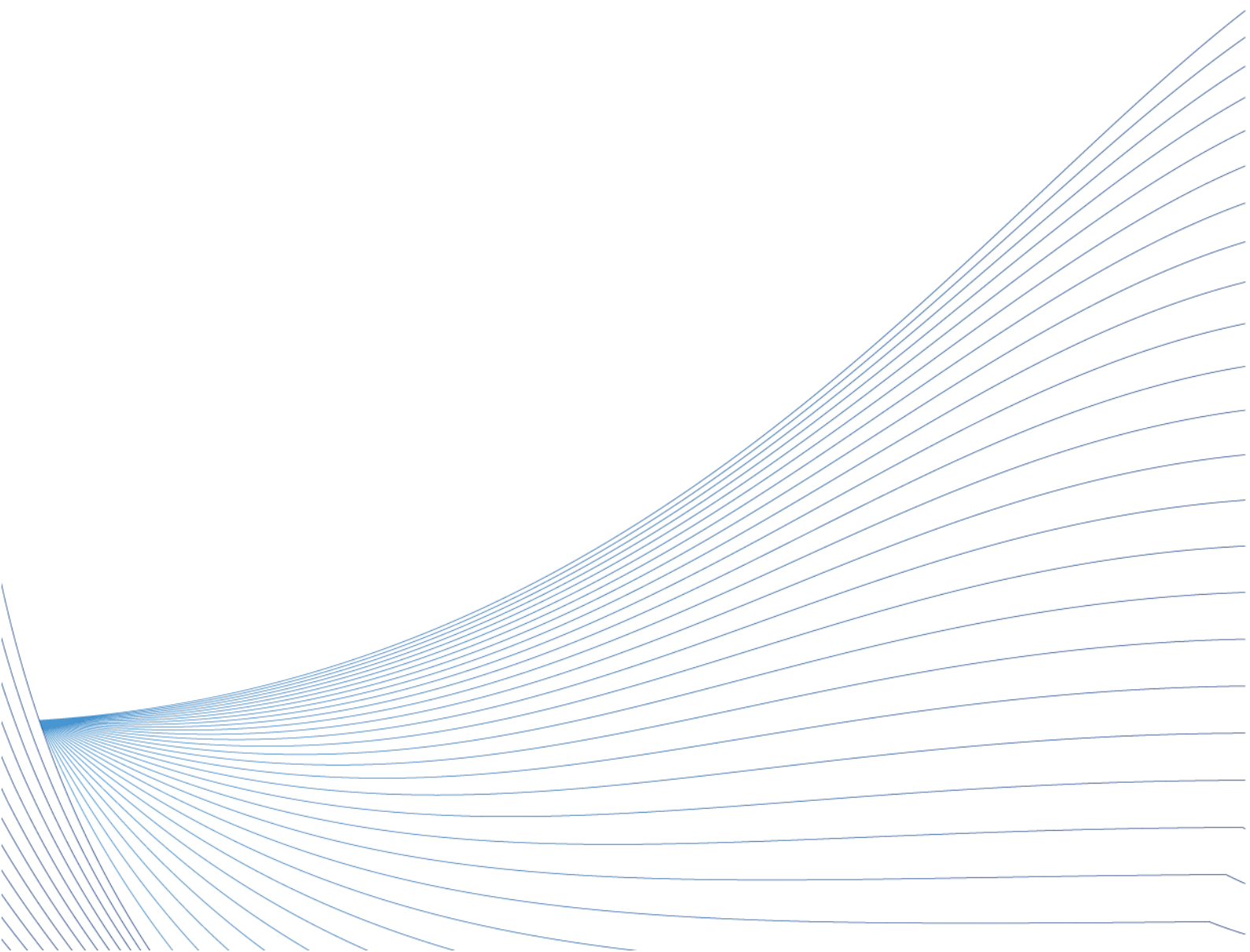
РЕЗУЛЬТАТЫ
ДОСТИЖЕНИЯ
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ

ПРЕДИСЛОВИЕ	5
ОБ ИНСТИТУТЕ	7
КРАТКАЯ ИСТОРИЯ АО «ИРМ»	8
ВИКТОР ЗЕЛЕНОВ – ПЕРВЫЙ ГЛАВНЫЙ ИНЖЕНЕР	9
ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ	10
ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ	10
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-СТЕНДОВАЯ БАЗА И УНИКАЛЬНЫЕ НАУЧНЫЕ УСТАНОВКИ... 11	
<i>Экспериментальные стенды Исследовательской ядерной установки ИВВ-2М</i>	11
<i>Стенд «ПУРС»</i>	11
<i>Стенд «РИСК»</i>	11
<i>Стенд «УРАЛ»</i>	11
<i>Экспериментальная база корпуса защитных камер для проведения материаловедческих исследований</i>	12
<i>Оборудование для проведения первичных (неразрушающих) исследований</i>	12
<i>Оборудование пробоподготовки для материаловедческих исследований</i>	13
<i>Оборудование для проведения механических испытаний</i>	15
<i>Определение физических и физико-механических характеристик материалов</i>	16
<i>Оборудование для проведения структурных исследований</i>	18
<i>Оборудование для определения микрохимического состава материалов</i>	20
<i>Оборудование для проведения коррозионных испытаний</i>	22
<i>Оборудование для проведения исследований образцов после коррозионных испытаний</i>	23
<i>Оборудование для электрохимических исследований</i>	24
СТРУКТУРА НАУЧНОГО БЛОКА.....	25
РЕЗУЛЬТАТЫ	26
РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ	27
<i>Реакторные испытания экспериментальных образцов микротезлов и топливных компактов ВТГР</i>	27
<i>Подготовка к реакторному облучению литий- и бериллийсодержащих образцов и реакторным испытаниям образцов литиевой керамики (с исследованием кинетики выхода трития)</i>	30
<i>Исследование влияния реакторного облучения на коррозионное поведение ферритно-мартенситной стали ЭП-823Ш в свинцовом теплоносителе</i>	31

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ	33
<i>Дореакторные исследования экспериментальных образцов микротвэлов и топливных компактов ВТГР, изготовленных на лабораторных установках.....</i>	<i>33</i>
<i>Разработка физических моделей, алгоритмов расчёта для определения скорости радиационной ползучести элементов конструкций ядерных реакторов на быстрых нейтронах и проведение послереакторных исследований по определению величины деформации ползучести</i>	<i>35</i>
<i>Разработка моделей и проведение экспериментальных исследований распухания аустенитных сталей</i>	<i>38</i>
<i>Работы по разработке и обоснованию безопасности применения ядерного топлива для ядерных установок различных типов. Разработка критериев классификации, классификация и группировка, описание проклассифицированных объектов БВ первой очереди БАЭС, содержащих ЯМ</i>	<i>42</i>
<i>Послереакторные исследований каналов СУЗ РБМК</i>	<i>43</i>
<i>Послереакторные исследования конструкционных материалов и топлива реакторов БН при текущей эксплуатации, а также при поиске путей повышения их ресурса</i>	<i>46</i>
<i>Материаловедческие исследования конструкционных и поглощающего материалов трех пэлов поглощающего стержня КС 2635 115 18 реактора БН-600 после эксплуатации в режиме компенсации выгорания топлива в течение 592 эффективных суток</i>	<i>49</i>
<i>Исследования состава и распределения оксидных частиц в ДУО сталях при нейтронном облучении методами мёсбауэровской спектроскопии и просвечивающей электронной микроскопии</i>	<i>50</i>
<i>Создание комплекса методик определения характеристик сопротивления разрушению образцов оболочек твэлов БН после эксплуатации</i>	<i>54</i>
ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И РАО. КОРРОЗИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ.....	58
<i>Разработка технологических основ процессов обращения с облученными циркониевыми материалами, последующего перевода их в кондиционированную форму с наименьшей стоимостью захоронения.....</i>	<i>58</i>
<i>Проведение испытаний существующих установок в обоснование технологических решений по созданию ПРК.....</i>	<i>60</i>
<i>Исследование влияние температуры, содержания хлор-ионов в воде и облучения на питтинговую коррозию стали AISI 316l.....</i>	<i>63</i>
<i>Экспериментальные исследования щелевой коррозии стали AISI 316L в водных растворах, содержащих хлор-ионы</i>	<i>67</i>
<i>Разработка прогнозной модели протекания коррозионных процессов в материалах сорбционных колонн АЭС «Фукусима - Дайичи</i>	<i>71</i>
<i>Изучение коррозионных повреждений и прочностных характеристик многослойного металлического материала с внутренним протектором в условиях совместного воздействия химических сред и радиоактивного излучения</i>	<i>72</i>

<i>Анализ текущего состояния и прогноза изменения во времени коррозионного состояния ОТВС и пеналов хранения ОТВС в БВ-1-4 Билибинской АЭС</i>	74
ДОСТИЖЕНИЯ	76
СТАТИСТИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ ПО НАУКЕ.....	77
ПРЕМИИ И НАГРАДЫ	78
ИТОГИ ИЗДАТЕЛЬСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ	78
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ	79
ВЫСТАВКИ СЕМИНАРЫ КОНФЕРЕНЦИИ.....	80
<i>Межотраслевая научно-техническая конференция «Реакторные материалы атомной энергетики»</i>	80
<i>Конференция по использованию рассеяния нейтронов в исследовании конденсированных сред (РНИКС-2021, сентябрь 2021)</i>	80
<i>Семинар-совещания по теме «Автономные источники питания (январь, ноябрь, декабрь 2021)</i>	81
<i>Научно-технический семинар «Вклад академической и вузовской науки в формирование кадрового потенциала Госкорпорации «Росатом»» (апрель 2021 года)</i>	81
<i>Международный военно-технический форум «АРМИЯ» (август 2021)</i>	81
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ С ПАРТНЕРАМИ.	82
<i>Сотрудничество с Федеральным государственным автономным образовательным учреждением высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого президента России Б.Н. Ельцина» (УрФУ им. Б.Н. Ельцина)</i>	82
<i>Сотрудничество с Федеральным государственным бюджетным учреждением науки Институтом физики металлов имени М.Н. Михеева Уральского отделения Российской академии наук (ИФМ УрО РАН)</i>	82
РАБОТА НТС ПО РАССМОТРЕНИЮ ОСНОВНЫХ НАПРАВЛЕНИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПРЕДПРИЯТИЯ.....	83
СПИСОК АББРЕВИАТУР И СОКРАЩЕНИЙ	89

ПРЕДИСЛОВИЕ





В 2021 году институт реакторных материалов (АО «ИРМ») праздновал свой юбилей – 55 лет. Этот год ознаменован многими приятными для нас событиями. Указом Президента РФ 2021 год был объявлен годом науки и технологий и для нашего института этот год был плодотворным в части проведения исследований. Как и ранее, деятельность института реакторных материалов направлена на решение задач и достижение глобальных целей

Госкорпорации «Росатом» при безусловном обеспечении безопасности экспериментальных установок.

К наиболее значимым научно-техническим работам года можно отнести завершение послереакторных исследований СНУП-топлива, облученного в реакторе ИВВ-2М, а также эксперименты по влиянию облучения на коррозию конструкционных материалов реактора БРЕСТ-ОД-300 в петле со свинцовым теплоносителем в рамках отраслевого проекта «Прорыв». Отдельно стоит отметить успешное выполнение двух международных контрактов по тематике испытаний материалов термоядерных реакторов.

Значительную часть работ составили исследования по традиционным для нас направлениям – исследования элементов активных зон реакторов типа РБМК и БН. По тематике РБМК по прежнему востребованы послереакторные исследования технологических каналов и каналов СУЗ для подтверждения их работоспособности до 45-ти летнего ресурса действующих энергоблоков. По «быстрой» тематике выполняем важные задачи по исследованию тепловыделяющих и поглощающих элементов, а также пусковых источников нейтронов для обоснования возможности увеличения их ресурса, что позволит существенно повысить экономическую эффективность натриевых аппаратов на быстрых нейтронах.

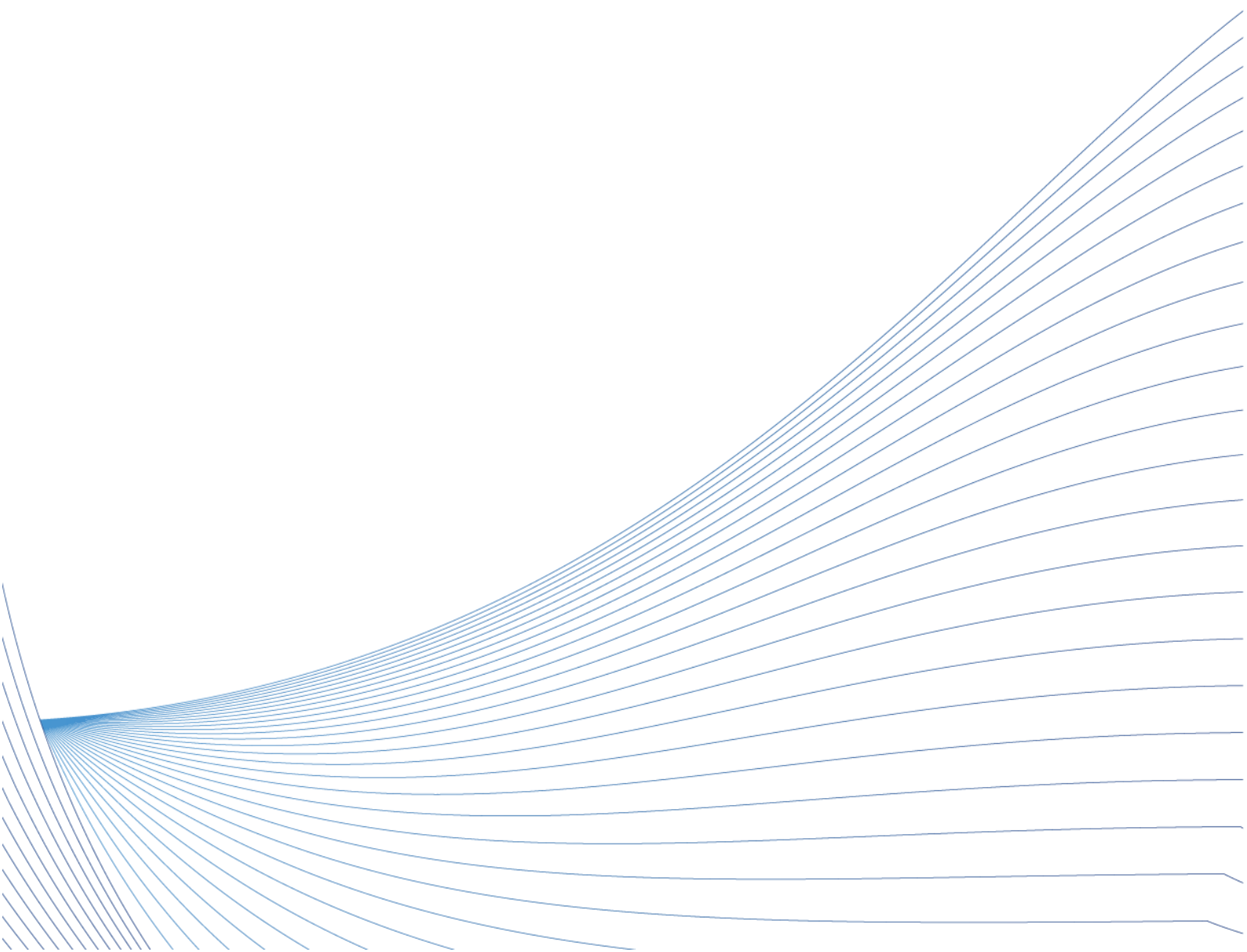
В рамках развития технологий атомно-водородной энергетики в прошедшем году стартовали реакторные испытания топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) в виде микротвэлов и топливных компактов. Опыт АО «ИРМ» в этой области богат и широко известен в России и за её пределами.

Смягчение ограничений, связанных с пандемией коронавирусной инфекции, позволило нам провести в 2021 году межотраслевую научно-техническую конференцию «Реакторные материалы атомной энергетики», которая объединила ученых и инженеров отрасли для обсуждения актуальных вопросов реакторной техники и материаловедения.

АО «ИРМ» задействовано в решении широкого спектра научно-технических задач и демонстрирует положительную динамику по всем направлениям своей деятельности. Коллектив института настроен на долгосрочное и устойчивое развитие и продолжает работать на благо отечественной атомной отрасли.

Е.Н. Селезнев

ОБ ИНСТИТУТЕ



КРАТКАЯ ИСТОРИЯ АО «ИРМ»

1966 год - эксплуатационным персоналом исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М совместно с пусковой бригадой Свердловского физико-технического института был успешно проведен физический пуск реактора ИВВ-2М, в связи с чем началом деятельности СФТИ (в настоящее время - АО «ИРМ») принято считать дату физического пуска - 23 апреля 1966 г.



1969 год - Приказом Министерства среднего машиностроения от 12 мая 1969 г. на базе комплекса зданий реактора ИВВ-2М был образован Свердловский филиал Научно-исследовательского и конструкторского института энерготехники (СФ НИКИЭТ).

Основными научно-техническими задачами предприятия были определены исследования радиационно-коррозионной стойкости реакторных материалов и элементов конструкции реактора; исследования способов ядерного перегрева применительно к перспективным проработкам ядерных реакторов для АЭС; исследования свойств неорганических сорбентов; разработка оптимальных режимов и схем очистки вод; исследования методик промышленного активационного анализа; исследования характеристик активных зон исследовательских и материаловедческих реакторов; исследования по физике твёрдого тела.

1974 год - введен в эксплуатацию корпус с комплексом защитных камер и боксов (далее - КЗК), оснащенных на тот период времени современным материаловедческим оборудованием с дистанционным управлением, обеспечивающим безопасное проведение работ с радиоактивными материалами. С этого времени предприятие сформировалось как специализированный материаловедческий центр для проведения научно-исследовательских работ в интересах ускоренного развития атомной энергетики.

1997 год - предприятие получило статус Государственного унитарного дочернего предприятия – ГУДП «СФ НИКИЭТ», являющегося правопреемником СФ НИКИЭТ.

2003 год - приказом Министерства Российской Федерации по атомной энергии от 08 августа 2003 г. № 348 дочернее предприятие было реорганизовано и выделено от ФГУП «НИКИЭТ» в качестве самостоятельного предприятия - ФГУП «Институт реакторных материалов» (ФГУП «ИРМ»), являвшегося правопреемником ГУДП «СФ НИКИЭТ».

2009 год - в соответствии с Указом Президента от 27.04.2007 года № 556 и распоряжением Федерального агентства по управлению государственным имуществом от 30 июня 2009 № 1131-р ФГУП «ИРМ» было преобразовано в ОАО «ИРМ», которое согласно решению ГК-038 от 10.02.2010 года является эксплуатирующей организацией исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М.

2014 год – в связи с вступлением в силу положений Федерального закона от 05.05.2014 №99-ФЗ «О внесении изменений в главу 4 части первой Гражданского кодекса Российской Федерации и о признании утратившими силу отдельных положений законодательных актов Российской Федерации» ОАО «ИРМ» сменило фирменное

наименование на Акционерное общество «Институт реакторных материалов» (АО «ИРМ»).

2017-2018 гг – модернизация ИЯУ ИВВ-2М.

2020 г. – введена в эксплуатацию лаборатория изготовления и испытаний радиоизотопных источников питания.

ВИКТОР ЗЕЛЕНОВ – ПЕРВЫЙ ГЛАВНЫЙ ИНЖЕНЕР

Ключевой фигурой для Института реакторных материалов является Зеленов Виктор Иванович. Родился Виктор Иванович 01.03.1932 г. в г. Москва. Умер 12.04.1993 г. в г. Заречный Свердловской области. В 1956 г. окончил Московский институт химического машиностроения по специальности «Химическое машиностроение», квалификация «инженер-механик». Председателем Государственной экзаменационной комиссии был Доллежал Н.А. По путевке молодого специалиста от 28 июня 1956 г. № 381/56ми Зеленов В.И. был направлен «в распоряжение тов. Доллежал Н.А.» - Генерального конструктора СССР в области реакторостроения, для работы в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники (НИКИЭТ). В.И.Зеленов принимал активное участие в проектировании аппаратов ИРТ-1000, ИР-50. Был непосредственно связан с изготовлением, монтажом пуском аппарата ИРТ-1000 в СССР и Болгарской Народной Республике, в качестве консультанта находился в Польской Народной Республике. Работая в НИКИЭТ, Зеленов В.И. занимался проектированием исследовательского ядерного реактора ИВВ-2.



04.05.1964 г., по представлению Н.А.Доллежала от 18.02.1964 г. приказом Государственного Комитета по использованию атомной энергии СССР Зеленов В.И. был назначен на должность главного инженера комплекса аппарата ИВВ-2 строящегося филиала НИКИЭТ. Совместно со специалистами НИКИЭТ и сотрудниками Свердловского физико-технического института Зеленов В.И. осуществлял в 1966 г. пуск и выход на мощность реактора ИВВ-2.

Приказом НИКИЭТ от 06.05.1969 г. № 238 Зеленов В.И. с 12.05.1969 г. был назначен исполняющим обязанности директора Свердловского филиала (СФ) НИКИЭТ, а 26.10.1970 г. приказом НИКИЭТ № 585 утвержден директором СФ НИКИЭТ. Приказом НИКИЭТ от 1.04.1975 г. № 253 Зеленов В.И. назначен заместителем директора НИКИЭТ - директором СФ НИКИЭТ.

Благодаря большим организаторским и инженерным способностям Зеленова В.И. в области физики и техники ядерно-энергетических установок специального назначения, предприятие значительно увеличило производственные мощности и экспериментально-стендовую базу исследовательского реактора, позволяющие решать самые серьезные задачи атомной энергетики.

Подход к созданию в филиале замкнутого цикла исследований «реакторные – послереакторные» predetermined strategy and direction of efforts of the collective to the construction of "hot" core, the introduction of which was carried out in 1974 g. At the present time the core of protective chambers (KZK), equipped with a unique research equipment, allows to solve tasks in the full cycle of post-reactor researches as constructional, as and fuel materials.

В 1974-1976 гг. под непосредственным руководством Зеленова В.И., с сокращением плановых сроков, проведена реконструкция реактора ИВВ-2, мощность которого была увеличена с 2 до 10 МВт, и реакторный комплекс получил аббревиатуру ИВВ-2М. Также проведена модернизация экспериментальных стендов и устройств для исследования материалов при облучении в реакторе. Решение задачи перевода бассейновых

реакторов на принципиально новую разновидность топливной композиции для ТВС на металлокерамической основе позволило в 1980-е гг. перейти на 15 МВт режим работы с пробным выводом на 20 МВт.

15 января 1991 г. В.И. Зеленов освобожден от должности директора СФ НИКИЭТ и переведен первым заместителем директора предприятия. К.т.н (1972), д.т.н. (1991).

Награжден: орденом «Трудового Красного знамени», медалями «За доблестный труд», «Ветеран труда», Почетной грамотой ЦК КПСС, Совета Министров и ВЦСПС и многочисленными отраслевыми и региональными наградами. В 1982 г. за разработку и внедрению комплекса оборудования для высокотемпературных исследований прочностных свойств конструкционных материалов в различных средах Зеленову В.И. была присуждена премия Совета Министров СССР (диплом № 01852).

ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

–Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в обеспечение создания, безопасной эксплуатации и снятия с эксплуатации энергетических реакторов атомных электростанций, перспективных реакторных установок для ядерной энергетики и космических исследований.

–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.

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

–Разработка методов, проведение испытаний и диагностики ядерных материалов, а также радиоактивных веществ.

–Фундаментальные исследования, экспериментальные и теоретические работы, предпринимаемые с целью приобретения новых научных знаний в области атомной энергии и сопутствующих направлений.

–Производство, обращение и использование радиоактивных веществ и изделий на их основе при проведении научно-исследовательских и опытно- конструкторских работ.

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ

–Обоснование применения перспективных материалов и поиски путей повышения ресурса эксплуатации конструкционных материалов и топлива реакторов на быстрых нейтронах.

–Разработка автономных источников питания и накопителей энергии на основе радиоизотопов с бета-распадом нового поколения с повышенными вольт-амперными характеристиками.

–Реакторные испытания образцов перспективных топливных композиций, макетов твэлов, топливных компактов и шаровых твэлов реакторов различного назначения.

–Разработка технологических процессов обращения с радиоактивными отходами, обоснование безопасного обращения и хранения, в том числе обоснование стойкости материалов технологического оборудования.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-СТЕНДОВАЯ БАЗА И УНИКАЛЬНЫЕ НАУЧНЫЕ УСТАНОВКИ

Экспериментальные стенды Исследовательской ядерной установки ИВВ-2М

Институт реакторных материалов обладает уникальной стендовой базой, которая позволяет проводить испытания различного типа на исследовательской ядерной установке ИВВ-2М, позволяющая приблизить экспериментальные условия к эксплуатационным.

Стенд «ПУРС»

Стенд «ПУРС» предназначен для термовакuumной подготовки, обеспечения и регистрации параметров ресурсных реакторных испытаний и проведения диагностических исследований термоэмиссионных электрогенерирующих каналов (ЭГК) ЯЭУ в составе петлевых каналов. Технологическая и измерительная системы стенда позволяют:

- обеспечивать контролируемую подачу/откачку технологических газов в/из полостей петлевого канала (с целью регулирования температуры объектов испытаний и удаления газообразных продуктов деления).

- достигать и поддерживать температуру в объектах испытаний до 1800 °С;

- регистрировать параметры испытаний и архивировать их с периодичностью 1 раз в секунду;

- измерять удельную активность ГПД, откачиваемых из рабочей полости капсулы, в реальном режиме времени с помощью гамма-спектрометра Canberra на основе ОЧГ;

- нагрузочно-диагностическое устройство позволяет поддерживать электрические параметры объектов исследований в широком диапазоне мощности.

Стенд «РИСК»

Стенд «РИСК» предназначен для обеспечения реакторных испытаний твэлов, макетов твэлов и топливных композиций ЯЭУ различного назначения в инертной газовой среде (гелий, неон, гелий-неоновая смесь).

Технологическая и измерительная система стенда позволяет:

- обеспечивать контролируемую подачу гелия или неона (избыточным давлением до 1,5 бар) в рабочую и технологическую полости 8-ми капсул;

- производить периодическое продувание гелием или неоном (расходом газа от 1 до 10 см³/с) рабочей или технологической полостей капсул поочередно (для регулирования температуры объектов испытания посредством замены газов в полостях, для отбора проб газовой среды из полостей для последующего определения активности ГПД);

- измерять активность проб ГПД (в режиме «online» либо с использованием пробоотборных емкостей) с помощью гамма-спектрометра Canberra на основе ОЧГ

- поддерживать и регистрировать температуры до 1800 °С объектов испытаний;

- архивировать параметры с периодичностью 1 раз в секунду.

Стенд «УРАЛ»

Стенд «УРАЛ» предназначен для проведения облучения конструкционных материалов и элементов изделий; проведения внутриреакторных механических испытаний; проведения коррозионных испытаний в различных средах; исследования выхода радионуклидов из тяжелого жидкометаллического теплоносителя.

Данный стенд позволяет выполнить:

- облучение образцов в среде инертных газов и в вакууме при температурах 60-1600 °С;

–коррозионные испытания в жидких и газовых средах при температурах 30-1000 °С;

–механические испытания образцов конструкционных материалов при изменении нагрузки на образец от 0 до 2000 Н, а так же изменениях линейных размеров образца от 0 до 10 мм.

Технологические системы стенда обеспечивают:

–подачу и вакуумную регулировку газовой среды (азот, гелий, неон и их смеси) в газовых полостях облучательных устройств;

–принудительную и естественную циркуляцию жидкометаллического теплоносителя в реакторном и внереакторном циркуляционных контурах, а также рабочие параметры, близкие к эксплуатационным параметрам объектов исследования.

Экспериментальная база корпуса защитных камер для проведения материаловедческих исследований

В состав научно-исследовательского комплекса АО «ИРМ» входит исследовательский реактор ИВВ-2М, корпус защитных камер (КЗК), другие вспомогательные здания и сооружения, а также автомобильный и железнодорожный транспорт с различными защитными контейнерами. Таким образом, твэлы и другие элементы конструкций реакторных установок, а также образцы после облучения, могут доставляться в корпус защитных камер как после испытаний в реакторе ИВВ-2М, так и из других исследовательских и действующих энергетических реакторов.

В КЗК размещено 14 защитных камер (ЗК), образующих две цепочки, и четыре тяжелых защитных бокса. Кроме того, в корпусе имеются помещения, оборудованные для выполнения работ с изготовленными в ЗК образцами малой и средней активности (ПМСА). В них установлены просвечивающий и растровый микроскопы, а также некоторые установки, дублирующие оборудование, расположенное в ЗК.

С целью обеспечения достоверности измерительной информации, получаемой в процессе материаловедческих исследований, успешно проведена комплексная оценка состояния измерений. По результатам прохождения контрольных мероприятий получено свидетельство о состоянии измерений в лаборатории № 95.0433-2020, подтверждающее соответствие выполняемых измерений предъявляемым к ним требованиям метрологических правил и норм.

Разработаны и актуализированы методики исследований физических, физико-механических, коррозионных и структурных свойств материалов. В АО «ИРМ» аттестованы для применения в области использования атомной энергии три методики измерений:

–Определение характеристик кратковременных механических свойств при растяжении образцов продукции из конструкционных материалов.

–Испытания тонкостенных трубчатых образцов внутренним давлением пластичного заполнителя.

–Методика измерений характеристик упругости динамическим резонансным методом.

Оборудование для проведения первичных (неразрушающих) исследований.

Фотографирование и видеозапись внешнего вида изделий выполняется через окно ЗК стандартными цифровыми фотоаппаратами и видеокамерами с применением дополнительного освещения объекта.

Измерение длины, ширины, высоты изделий, в зависимости от исходных размеров, осуществляется с помощью мерной линейки, либо микрометрами с различными диапазонами измерений.

- При проведении γ -измерений используются установки для:
- двухкоординатного сканирования по длине твэлов;
- определения активности топлива и конструкционных материалов;
- сканирования микротвэлов ВТГР.

Установки снабжены стандартными детекторами фирмы «Камберра» и программами для обработки результатов измерений.

Для дефектоскопического контроля оболочек твэлов реактора БН-600 в АО «ИРМ» широко используется установка электропотенциального сканирования. (рисунок 1)

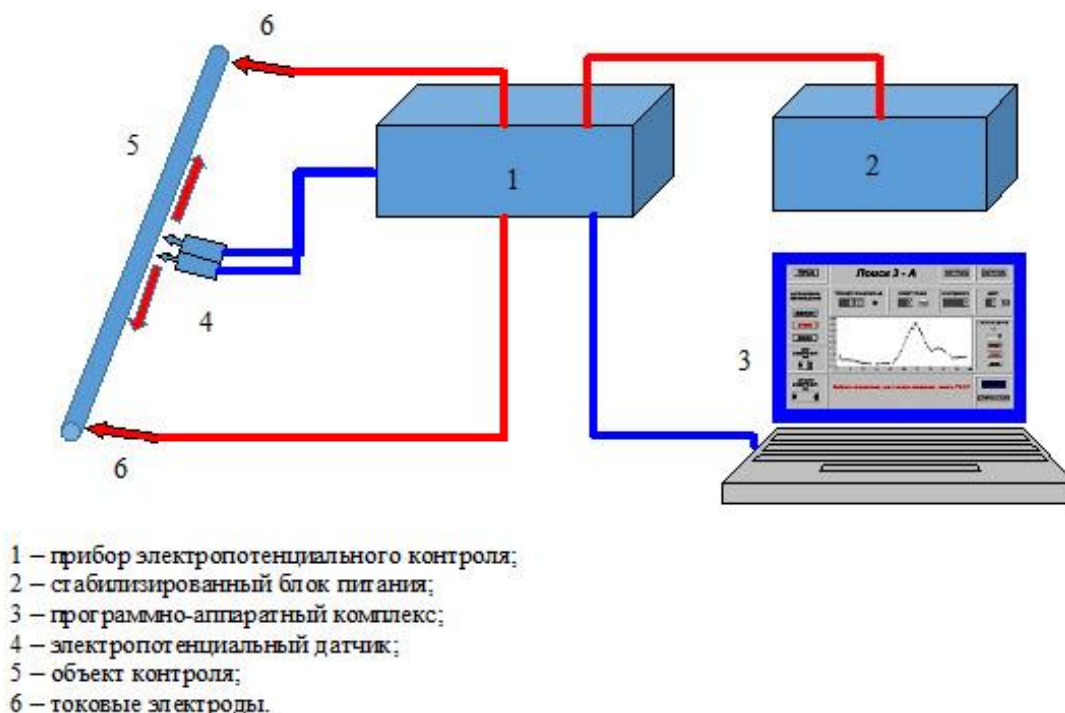


Рисунок 1 – Структурная схема установки электропотенциального контроля

При первичных исследованиях она используется как дефектоскоп, поскольку позволяют фиксировать в стенке трубы наличие микротрещин, раковин и других локальных дефектов в металле. При более тонких исследованиях с помощью этой установки фиксируется неравномерность порообразования в материале по длине твэла, утонение стенки, связанное с коррозионным воздействием теплоносителя и внутритвэльной среды а также некоторые другие эффекты, связанные с изменением удельного электросопротивления стальной оболочки после воздействия нейтронного облучения.

Оборудование пробоподготовки для материаловедческих исследований

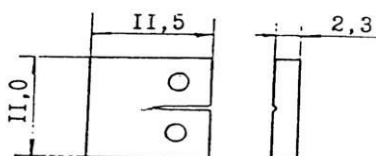
Для резки изделий используется фрезерный станок с дистанционным управлением. Конструкция станка и используемые датчики перемещения позволяют проводить точную разделку изделий на участки и вырезку из них образцов различной конфигурации согласно схемы. Для проведения испытаний на измерение сопротивления хрупкому разрушению на образцах (рисунок 2) специально заточенными фрезами

обеспечивается нанесение острого надреза заданного профиля и размера. При необходимости, с помощью установки ДУВУТ, позволяющей задавать и поддерживать знакопеременную нагрузку и счетчиком числа циклов нагружения, в защитной камере в вершине надреза выполняется выращивание усталостных трещин.

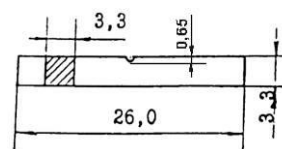


а – плоский образец типа «двойная лопатка»;

б – кольцевой образец на внецентренное растяжение



в – компактный образец на трещиностойкость



г – образец на ударную вязкость

Рисунок 2 – Различные типы образцов для механических испытаний

Изготовление образцов небольших размеров, из заранее подготовленных заготовок – кольцевых, трубчатых, в виде пластин – выполняется на малогабаритном станке с использованием тонких алмазных дисков. Крепление различных образцов при резке осуществляется с помощью специальных струбцин.

Пробоподготовка в защитных камерах и лабораторных помещениях образцов различных конструкционных и топливных материалов реакторов до и после эксплуатации для материаловедческих исследований осуществляется с использованием шлифовального станка, (рисунок 3). Технические параметры станка: скорость вращения – (40-600) об/мин., усилие – (10-50) Н. Обеспечивается горячая и холодная запрессовка образцов, в том числе в токопроводящую смолу для исследований в электронном микроскопе.



Рисунок 3 - Шлифовальный станок для пробоподготовки.

Оборудование для проведения механических испытаний

С помощью машин механических испытаний определяется влияние облучения на характеристики механических свойств материалов.

Разрывная машина типа LFMZ 50kN с вакуумной камерой, (рисунок 4), предназначена для проведения кратковременных механических испытаний и испытаний на трещиностойкость облученных материалов при температурах до 1600 °С.

Для определения кратковременных механических свойств и характеристик трещиностойкости образцов после высокодозного облучения применяются внутрикамерные дистанционные разрывные машины: 1236p-1/1500 с вакуумной камерой при температурах до 1200 °С и установка ГАММА при температурах до 800 °С.

Электромеханическая универсально-испытательная машина Instron модель 5982 100 кН предназначена для проведения стандартных механических испытаний образцов-свидетелей при температурах до 1100 °С.

Малогабаритная установка СМН-700/1 используется для определения длительной прочности и кратковременных механических характеристик на растяжение и сжатие при температурах до 700 °С.

Электромеханическая универсальная испытательная машина СМТ-5 предназначена для проведения механических испытаний эластичных материалов и резин на растяжение при скоростях деформации до 500 мм/мин, а также для проведения высокоточных испытаний по овализации кольцевых образцов при температурах до 1100 °С в воздушной среде, (рисунок 5).

Высокочастотная резонансная машина TESTRONIC 20 кН предназначена для проведения испытаний на скорость роста усталостной трещины по стандарту ASTM E647 и для выращивания усталостных трещин на различных типах образцов. TESTRONIC представляет собой динамическую испытательную машину, которая работает при полном резонансе. Динамический привод работает как механический резонатор и возбуждается электромагнитом.



Рисунок 4 – Разрывная машина типа LFMZ 50kN с вакуумной камерой



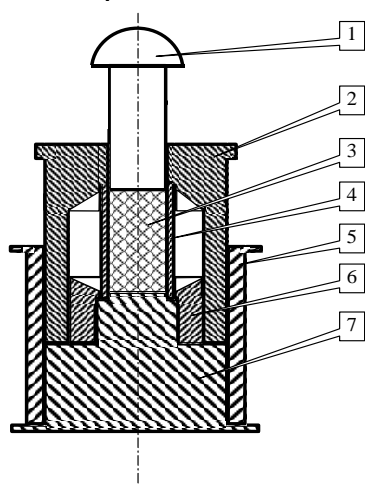
Рисунок 5 - Разрывная машина СМТ-5

Машины снабжены приспособлениями, реверсорами и захватами для проведения испытаний различных типов образцов: цилиндрических, плоских, кольцевых, образцов с надрезами и т.д.

Для определения ударной вязкости образцов до и после облучения используется лабораторный маятниковый копер ХJJ-50 с максимальной энергией удара 50 Дж. Копер оснащен термокриокамерой и устройством автоматической подачи образца. Температура испытания от минус 130 °С до плюс 500 °С.

Для проведения малоцикловых испытаний материалов используется установка СМАПИ-70. В процессе исследований проводится запись следующих параметров испытаний: угла изгиба, максимального изгибающего момента и количества циклов нагружения до разрушения.

Для проведения механических испытаний материалов с очень низкой пластичностью после облучения, когда возникают проблемы и с изготовлением и с испытаниями других типов образцов, разработана методика и устройство для нагружения трубчатых образцов давлением твердого пластичного заполнителя. Схема устройства для проведения таких испытаний представлена на рисунке 6



1 – плунжер; 2 – верхняя оправка; 3 –
заполнитель; 4 – образец; 5 – корпус; 6 –
нижняя оправка; 7 – нижняя опора

Рисунок 6 - Схема испытания трубчатого образца внутренним давлением пластичного
заполнителя

Определения микро- и макротвердости материалов осуществляется:

– в защитной камере по Виккерсу, диапазон нагрузок – от 0,1 до 4 Н, оптическое увеличение: до x1000;

– в лаборатории по Виккерсу и Кнуппу диапазон нагрузок – от 0,1 до 50 Н, оптическое увеличение до x1400.

Твердомер KB3000 фирмы KB Pruftechnik, Германия, позволяет определять твердость по Бринеллю, Роквеллу, Супер-Роквеллу и Виккерсу, диапазон нагрузок 5-3000 кгс.

Определение физических и физико-механических характеристик материалов

Определение характеристик упругости материалов (модуля Юнга, модуля сдвига, коэффициента Пуассона) осуществляется с использованием установки «Звук», (рисунок 7).

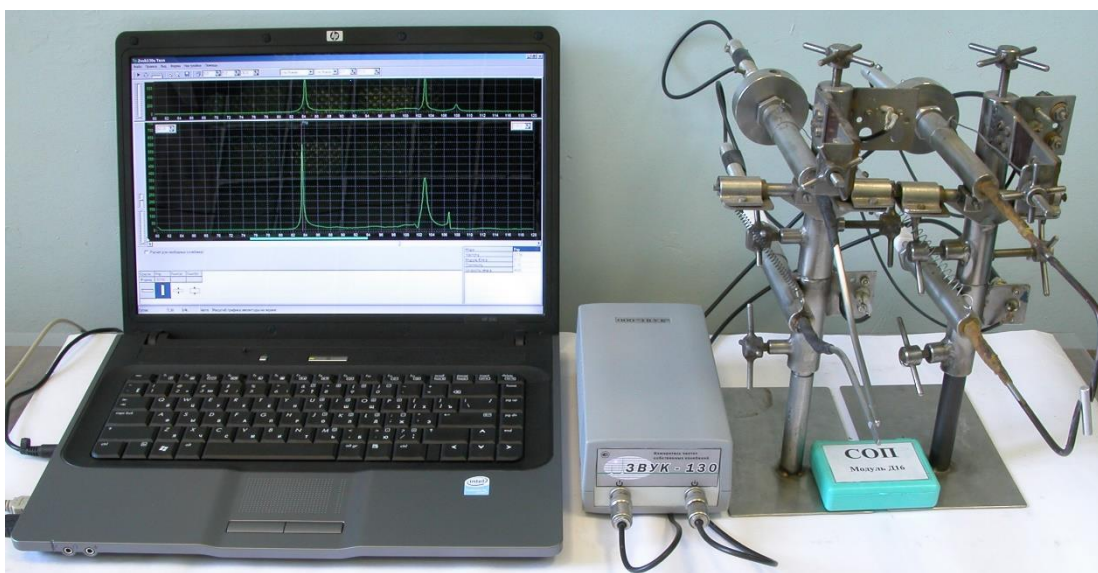


Рисунок 7 – Измерительный комплекс "Звук"

Измерительная стойка имеет конструкцию, предназначенную для дистанционного обслуживания в «горячих лабораториях».

При высокодозном нейтронном облучении происходит изменение структуры, фазового и микрохимического состава материалов, что может отразиться на их тепловом расширении и, следовательно, на линейных размерах элементов конструкций активных зон ядерных реакторов в процессе эксплуатации. Для учета этих изменений при расчетах напряженно-деформированного состояния конструкций активной зоны реактора после определенных ресурсов эксплуатации важное прикладное значение имеет знание коэффициентов термического линейного расширения (КТЛР) облученных материалов.

Для определения изменения размеров твердых тел при приложении незначительной нагрузки при их контролируемом нагреве или охлаждении в АО «ИРМ» используется горизонтальный дилатометр с толкателем DIL 402 Expedis Supreme фирмы Netzsch, (рисунок 8).

Основные технические параметры:

- рабочий диапазон температур от 20 до 1600 °С;
- размеры образцов диаметр до 12 мм длина до 52 мм;
- диапазон измерений линейных приращений от -0,2 до +0,87 мм
- диапазон измерений КТЛР от $+2 \cdot 10^{-7}$ до $+26 \cdot 10^{-6}$.

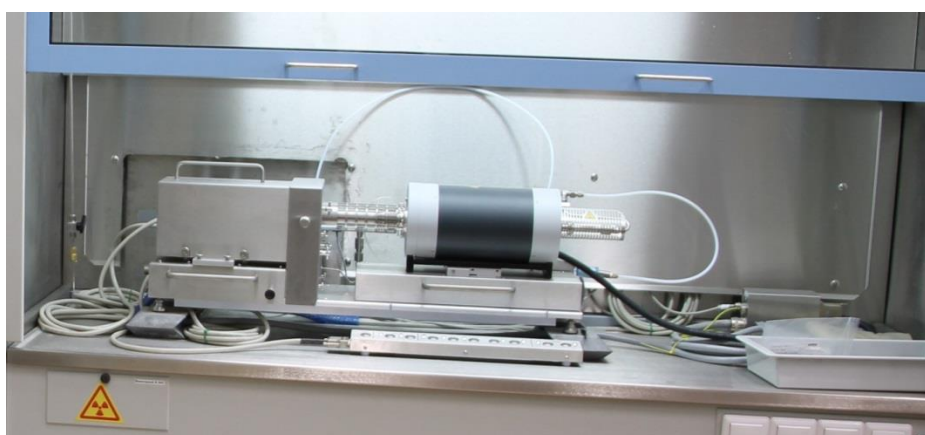


Рисунок 8 - Горизонтальный дилатометр с толкателем DIL 402

В диапазоне температур от 100 до 1600°C дилатометр позволяет определять:

- параметры теплового расширения непрерывно во всей температурной области;
- фазовые превращения в металлах и сплавах;
- параметры усадки при нагреве.

Оборудование для проведения структурных исследований

При проведении структурных исследований в АО «ИРМ» решаются следующие задачи:

– проведение микроструктурных исследований в области радиационного материаловедения и регламентного контроля состояния элементов АЗ ядерных реакторов;

– изучение механизмов радиационных повреждений и воздействия их на свойства материалов ядерных энергетических установок,

– исследование влияния длительного нейтронного облучения на изменение фазового состояния материалов;

– определение химического состава в локальных областях матрицы, вторых фаз и микрохимического состава образующихся при облучении новых фаз на границах и в теле зерна матрицы.

Для металлографических исследований используются оптические микроскопы, (рисунок 9), которые позволяют определять фракционный состав дисперсного топлива, оценивать объемную долю фаз, пористость, осуществлять анализ балла зерна.

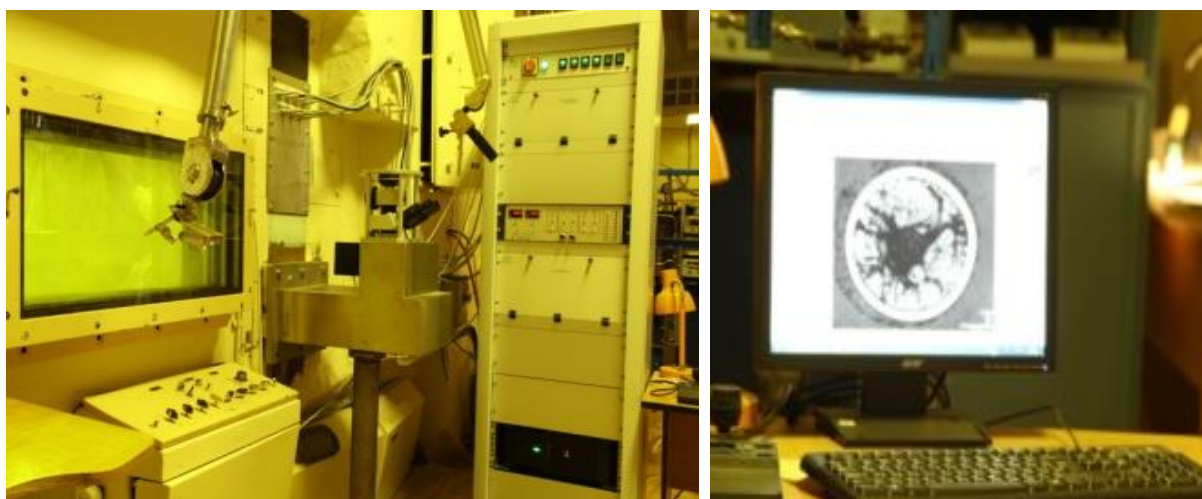
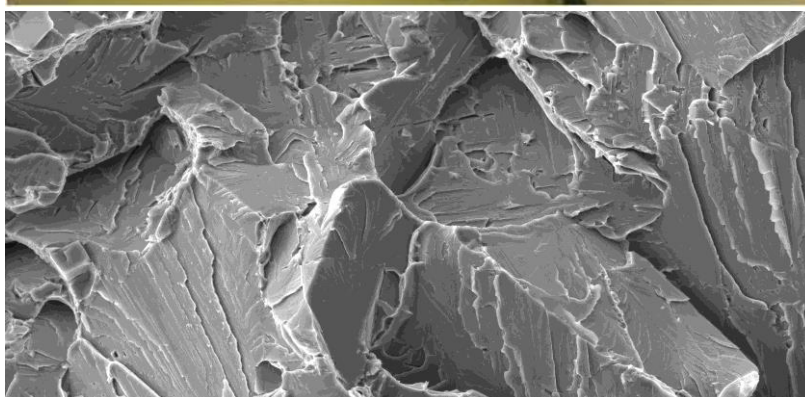


Рисунок 9 - Дистанционный оптический микроскоп, установленный в защитной камере

Сканирующий электронный микроскоп Mira 3LMU (Tescan), (рисунок 10), позволяет проводить фрактографические исследования разрушенных облученных и необлученных фрагментов изделий, определять характер разрушения, долю хрупкой и вязкой составляющей, выполнять анализ причин разрушения. С помощью СЭМ оценивается состояние поверхности образцов облученных и необлученных конструкций, дефекты, шероховатость, элементный состав включений, матрицы, отложений. Выполняется гранулометрия сыпучих материалов, определяется пористость прессованных изделий, керамики.



а – общий вид



*б – структура
поверхности разрушения*

Рисунок 10 - Сканирующий электронный микроскоп Mira 3LMU

Сканирующий просвечивающий электронный микроскоп TalosF200XG2 (Thermo Fisher) предназначен для проведения исследований микроструктуры материалов с атомным разрешением и энерго-дисперсионного анализа микрообъемов вещества, (рисунок 11).



*Рисунок 11 - Сканирующий
просвечивающий
электронный микроскоп
TalosF200XG2 (Thermo Fisher)*

Основные характеристики прибора:

–Автоэмиссионный источник электронов типа Шоттки повышенной яркости X-FEG или аналог с ускоряющим напряжением до 200 кВ для решения задач материаловедения.

–Безмасляная вакуумная система с холодной ловушкой и автоматизированной функцией криоцикла

–Сегментированный детектор для работы в сканирующих (СПЭМ) режимах светлого поля (BF), тёмного поля (DF), высокоуглового кругового рассеяния (HAADF), дифференциального фазового контраста (DCP) и интегрированного дифференциального фазового контраста (iDCP).

–Система энерго-дисперсионного анализа включает четыре детектора для энерго-дисперсионного анализа (SSD), симметрично расположенных вокруг образца.

Оборудование для определения микрохимического состава материалов

Для анализа газообразующих примесей используется установка ELTRAONH 2000, (рисунок 12). Она обеспечивает анализ газовых примесей (кислород, азот, водород) в неорганических твердых облученных и необлученных материалах. Определение объемного содержания газовых примесей путем термической экстракции. Температура нагрева до 3000 °С, чувствительность по кислороду 0,01 ppm, по азоту – 0,1 ppm, по водороду – 0,01 ppm, стандартная масса пробы 1 г.



Рисунок 12 – анализатор газовых примесей ELTRAONH 2000

Для проведения качественного и количественного фазового анализа веществ используется рентгеновский дифрактометр D8 Advance, D2 Phase, (рисунок 13).

Установка обеспечивает:

–качественный и количественный фазовый анализ конструкционных и топливных материалов реакторных установок;

–исследования изменений фазового состава в материалах с эффектом памяти формы при увеличении и снижении температуры;

–определение параметров кристаллической структуры материалов;

–анализ дефектов кристаллической структуры материалов, обусловленных нейтронным облучением;

–оценка текстуры конструкционных материалов;

–исследование кристаллической структуры и качества монокристаллов.

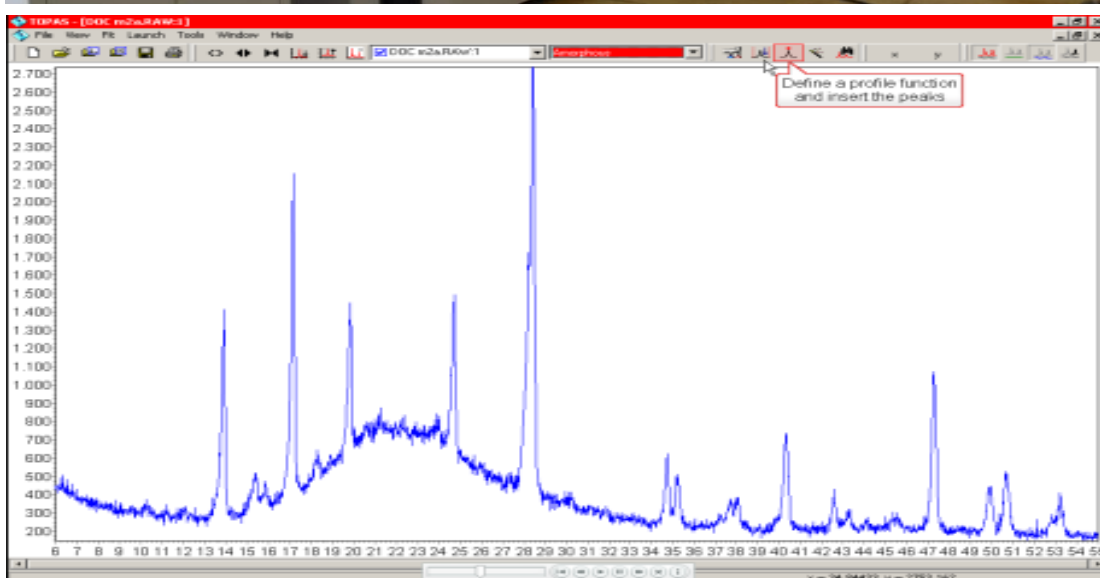
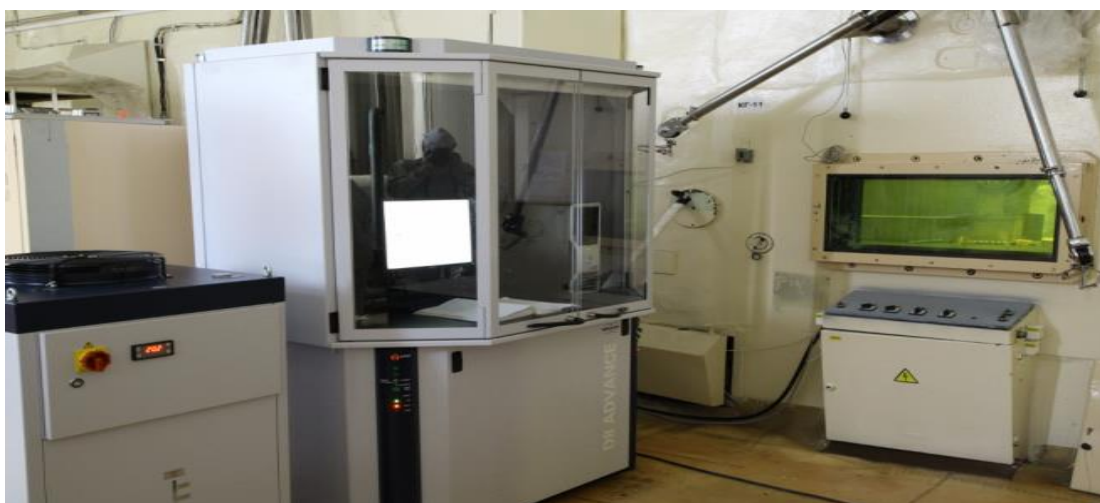


Рисунок 13 - рентгеновский дифрактометр D8 Advance, D2 Phase

Гамма – спектрометрия и альфа-спектрометрия облученных материалов выполняется с использованием установки CANBERRA, ALPHA-DUO, (рисунок 14).

Установка позволяет проводить:

- определять абсолютную активность радионуклидов, излучающих гамма-кванты;
- определять абсолютную активность альфа-частиц в образцах после реакторного облучения.



Рисунок 14 – установка гамма-, альфа-спектрометрии облученных материалов CANBERRA,

Для проведения работ по вторично-ионной масс-спектрометрии (SIMS) применяется установка Hiden MAXIM SIMS Workstation HAL7, (рисунок 15).

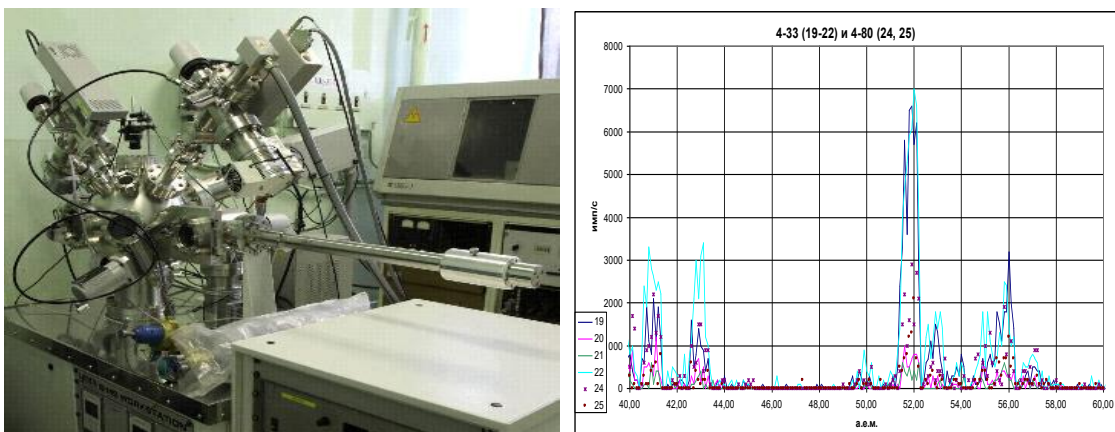


Рисунок 15 – установка вторично-ионной масс-спектрометрии (SIMS)

Она обеспечивает определение изотопного состава твердых тел; измерение локального выгорания поглощающих элементов ядерных реакторов на основе карбида бора; аттестация состава сырья для изотопного производства. Измерения в диапазоне от 1 до 300 а.е.м. с разрешающей способностью равной атомной массе изотопа.

Форма образца: порошок, шлиф, выпаренный осадок, металлы, полупроводники и неметаллы. Скорость травления до 10 мкм/ч. Экспресс-анализ на сколах образцов, диаметр зонда 100 мкм, диапазон 0-90 % по изотопу ^{10}B ($\pm 0,5\%$). Картография и глубинное профилирование легких элементов в приповерхностных слоях конструктивных элементов ядерных реакторов - от H^1 до O^{32} , диаметр кратера 50-100 мкм

Оборудование для проведения коррозионных испытаний

Коррозионные испытания исследуемых образцов конструктивных материалов проводится в сушильных шкафах ПРО ШС 35/250-100. Рабочий диапазон температур составляет от 35 до 250 °С с перепадом температур ± 5 °С, поддерживается по всему объему шкафа. Их внешний вид приведен на рисунке 16.



Рисунок 16 – Внешний вид сушильных шкафов ПРО ШС 35/250-100

Объем сушильной камеры шкафа ПРО ШС 35/250-100 составляет 100 дм³ (0.1 м³). Благодаря улучшенной системе теплоизоляции даже при высоких рабочих температурах обладает низким тепловым излучением.

Шкаф имеет смотровое окно, выполненное из термостойкого стекла для визуального наблюдения. Камера шкафа имеет внутреннюю подсветку.

Снаружи находится патрубок с фланцем для подсоединения к вытяжной системе вентиляции. Внутри сушильной камеры устанавливается термостойкий вентилятор для уменьшения неравномерности распределения температуры.

Для настройки температуры в сушильной камере, используется микропроцессорный контроллер TPM500, оснащенный цифровой индикацией. Микропроцессорный контроллер, длина кабеля составляет ~5 м. Для измерения и регистрации температуры в реальном времени шкаф оснащен электронным регистратором данных «Параграф».

Все средства измерения, входящие в состав оборудования, внесены в Государственный реестр СИ.

Оборудование для проведения исследований образцов после коррозионных испытаний

Определение массы исследуемых образцов до и после коррозионных испытаний проводится на лабораторных аналитических электронных весах CUBIS серии MSA 225P «SARTORIUS», (рисунок 17). Предел определения массы равен 220 г. Пределы допускаемой абсолютной погрешности весов при измерении массы до 60 г составляет $1 \cdot 10^{-5}$ г. В комплект весов MSA 225 P-000-DI «SARTORIUS» входит набор «SARTORIUS» YDK01 для определения плотности.



Рисунок 17 – Внешний вид весов CUBIS серии MSA 225P «SARTORIUS»

Измерение глубины и размеров питтингов, глубины и размеров очагов щелевой коррозии исследуемых образцов и построение рельефа их поверхности производится с использованием конфокального лазерного измерительного микроскопа LEXT OLS5000. Внешний вид микроскопа приведен на рисунке 18.



Рисунок 18 – Внешний вид микроскопа LEXT OLS5000

Микроскоп LEXT OLS5000 предназначен для измерений линейных размеров элементов рельефа по осям X, Y и Z и параметров шероховатости поверхности твердотельных объектов.

Микроскоп включает две оптические системы:

- лазерную конфокальную оптическую систему, использующую лазерный диод с длиной волны 405 нм и высокочувствительный фотоумножитель;
- оптическую систему цветного изображения с белым светодиодом и CMOS матрицей.

Управление микроскопом OLS5000 и обработки результатов измерений осуществляется с помощью встроенной ПЭВМ с использованием специализированного программного обеспечения (ПО) «OLYMPUS OLS5000».

Оборудование для электрохимических исследований

Электрохимическая станция Zive MP2 универсальный электрохимический инструмент представляет собой высококачественный быстрый потенциостат, импедансметр и ZRA в одном компактном корпусе (рисунок 19).



а – управляющая рабочая станция



б – источник бесперебойного питания



в – 8- канальная электрохимическая станция

Рисунок 19 - Электрохимическая рабочая станция ZiveMP2

Прибор включает 5 независимых каналов, работающих под управлением ПК. Каждый канал прибора содержит независимый источник напряжения (потенциостат) и тока (гальваностат). Источники напряжения и тока содержат цифроаналоговый преобразователь, формирующий профиль сигнала.

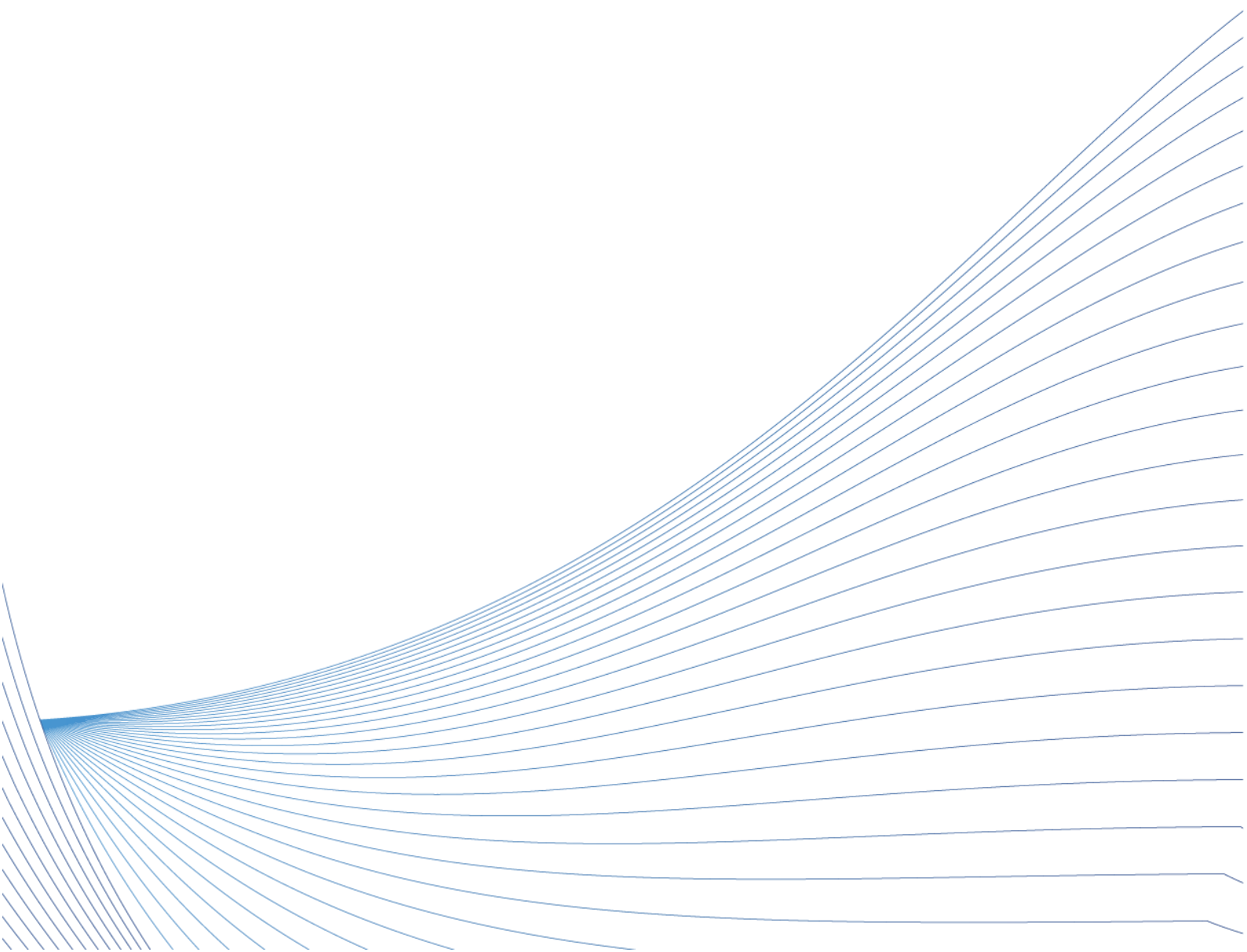
Электрохимическая станция содержит Программный пакет IVMAN для анализа результатов вольтамперных исследований, который состоит из 4 программ.

Таким образом, экспериментальная база корпуса защитных камер АО «ИРМ» имеет полный комплекс оборудования, необходимого для проведения материаловедческих исследований облученных материалов, используемых в активных зонах ядерных энергетических установках.

СТРУКТУРА НАУЧНОГО БЛОКА.



РЕЗУЛЬТАТЫ



РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ

В 2021 году в рамках НИОКР, с использованием реакторно-стендовой базы, проводились следующие работы:

–реакторные испытания микротвэлов и топливных компактов, изготовленных на лабораторных установках (в рамках проекта «Разработка топлива ВТГР» под руководством АО «НИИ НПО «ЛУЧ», являющегося составной частью инвестиционного проекта «Создание высокотемпературного газоохлаждаемого реактора для атомной энерго-технологической станции с химико-технологической частью» под общим руководством концерна «Росэнергоатом»);

–технико-экономическое обоснование, разработка облучательных устройств для реакторных испытаний и облучения перспективных функциональных материалов (на основе лития высокого обогащения и бериллия) для бланкета термоядерного реактора (в рамках международного проекта ИТЭР для Karlsruhe Institute of Technology, Германия, и Marubeni Utility Services Ltd, Япония);

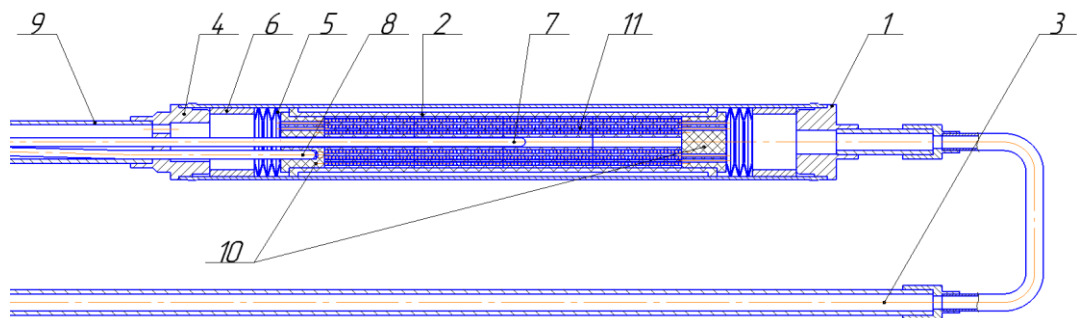
–исследование влияния реакторного облучения на коррозионное поведение ферритно-мартенситной стали ЭП-823Ш в свинцовом теплоносителе (в рамках проекта реактора на быстрых нейтронах с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем БР-1200).

Реакторные испытания экспериментальных образцов микротвэлов и топливных компактов ВТГР

Разработка технологии производства топливных компактов (ТК) на основе микротвэлов (МТ), содержащих топливный керн из диоксида урана с трехслойным защитным покрытием (типа TRISO), размещенных в графитовой матрице ТК, является наиболее важной из ключевых технологий высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР). Наряду с гелиевым теплоносителем и графитовой конструкцией активной зоны, они обеспечивают возможность достижения высоких температур гелиевого теплоносителя (до 950–1000 °С) и эффективного удержания продуктов деления внутри микротвэлов при температурах топлива до 1600 °С, что существенно повышает безопасность ВТГР в сравнении с ЯЭУ других типов. Эти свойства ВТГР дают основание для применения их в энергоемких технологических процессах, например, для производства водорода.

Объекты испытаний – микротвэлы (МТ) производства АО «ВНИИНМ» и топливные компакты (ТК) производства АО «НИИ НПО «ЛУЧ» – размещались в отдельных капсулах, разработанных и изготовленных АО «НИИ НПО «ЛУЧ»: каждая капсула содержала три вентилируемые стальные ампулы (рисунок, 20), в графитовых обоймах которых размещались несколько тысяч микротвэлов или два топливных компакта соответственно. Каждая ампула была снабжена вольфрам-рениевой и хромель-алюмелевой термопарами. Кроме того, в каждой ампуле было организовано два продуваемых зазора: технологический и рабочий, предназначенные для поддержания температуры образцов и отбора газовых проб. Капсулы размещались в облучательных устройствах АСУ-18МТ и АСУ-18ТК, разработанных и изготовленных в АО «ИРМ», подключенных к реакторному стенду «РИСК» (рисунок 21).

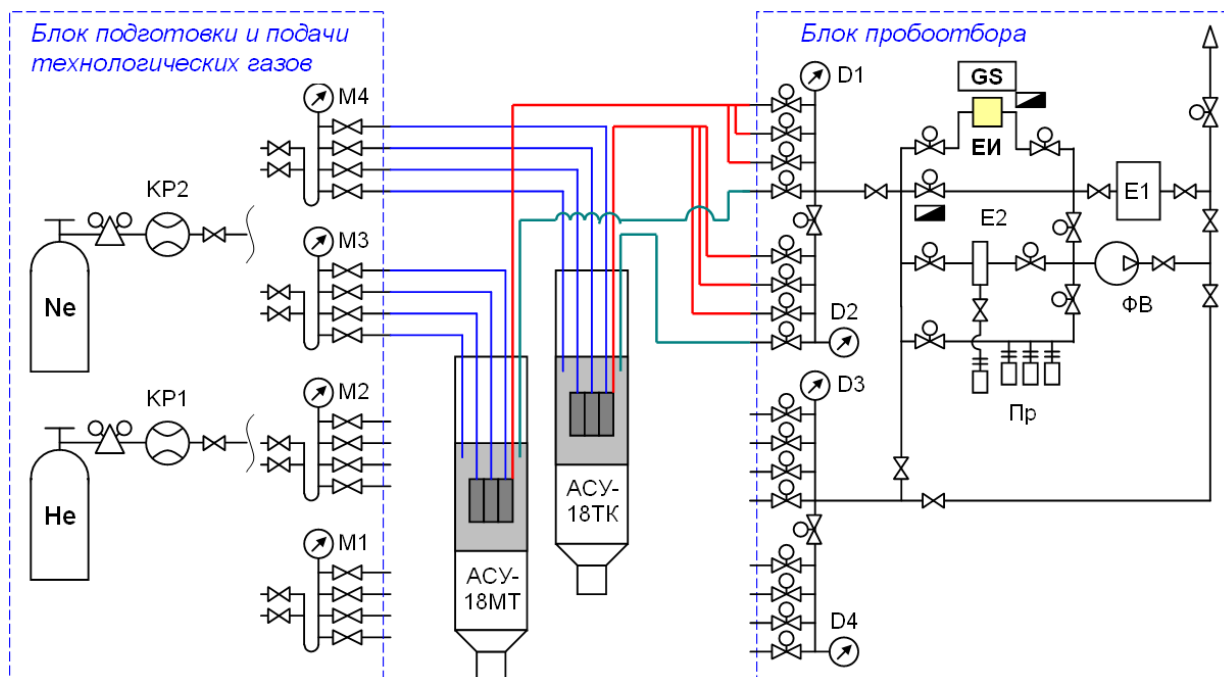
В ноябре 2021 года начались реакторные испытания МТ в составе ОУ АСУ-18МТ с исследованием кинетики выхода основных ГПД (Kr-85m,-87-88,-89 и Xe-133,-135,-137,-138) из МТ при температуре топлива от 1000 до 1400 °С. Длительность испытаний МТ на 1-м цикле составила 463,1 ч.



1 – оболочка ампулы; 2 – графитовая трубка; 3 – газоотводящая трубка;
 4 – крышка ампулы; 5 – молибденовая пружина; 6 – стальная проставка;
 7 – термопара типа ВР-5/20; 8 – термопара типа ХА; 9 – газоподводящая трубка;
 10 – графитовые крышки; 11 – обойма с МТ (ТК)

Рисунок 20 - Ампула для реакторных испытаний МТ (ТК)

С использованием реакторного стенда «РИСК» периодически проводились продувки рабочей полости ампул (каждая ампула 1 раз в 2–3 суток) на измерительную емкость ЕИ (860 мл), установленную вблизи гамма-спектрометра Canberra GC 1518 для измерения активности ГПД и последующего определения, с учетом рассчитанных по MCNP скорости реакций деления в топливе соответствующей ампулы, относительной скорости выхода ГПД из МТ (рисунок 22).



КР1, КР2 – контроллеры расхода газа (от 5 до 500 см³/мин с шагом 5 см³/мин);
 М1÷М4 – манометры; D1÷D4 – датчики давления; ФВ – форвакуумный насос;
 Е1 – емкость выдержки 200 л; Е2 – емкость выдержки 1л;
 ЕИ – емкость измерительная (860см³); Пр – пробоотборные емкости 0,27 л;
 ■ – датчик мощности дозы гамма-излучения БДМГ-100;
 GS – германиевый гамма-спектрометр Canberra GC 1518 с цифровым анализатором спектра DSA-1000 под управлением ПО набора и обработки гамма-спектров Genie-2000 v3.1)

Рисунок 21 - Реакторный стенд «РИСК» с ОУ АСУ-18МТ и АСУ18ТК

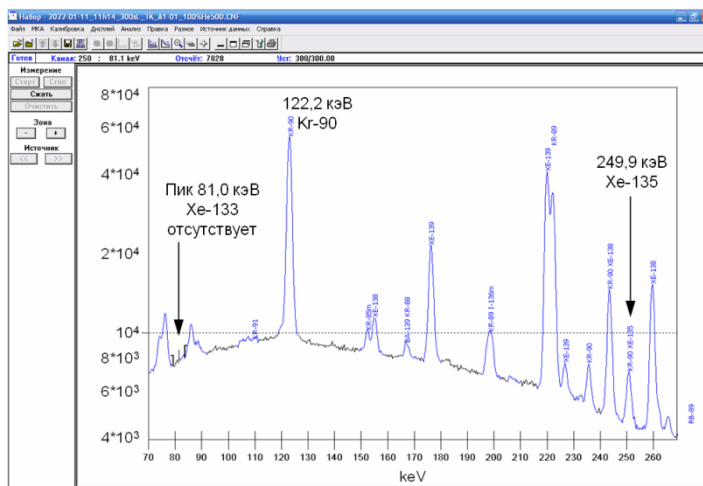


Рисунок 22 - Типичный гамма-спектр от ЕИ(860мл) с ГПД из ампулы с МТ при температуре топлива ~1000 °С (в режиме продувки ампулы гелием с расходом 500 см³/мин)

При отработке процедуры смены состава продувочного газа в рабочей полости ампулы №1 АСУ-18МТ с гелия на гелий-аргоновую смесь и далее на аргон на мощности реактора 15 МВт температура в центре графитовой обоймы с МТ (по показаниям Т1вр) поднялась с 690 до 1120 °С (рисунок 23).

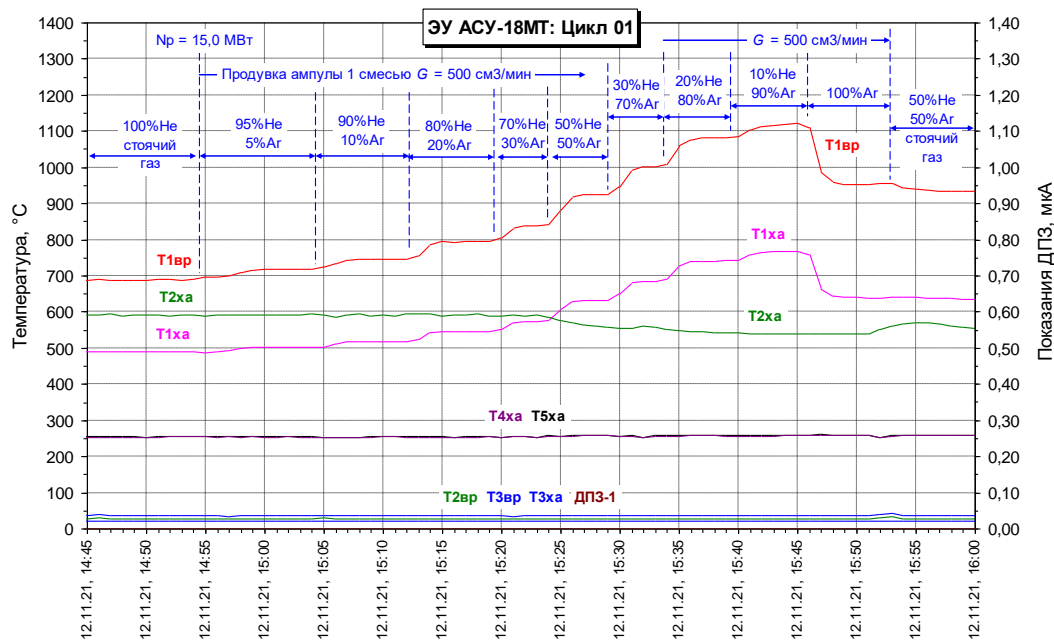


Рисунок 23 - Экспериментальное определение диапазона поддержания температуры топлива при смене состава газа в ампуле №1 в ходе 1-го цикла испытаний МТ

Следует отметить, что использование аргона приводит к необходимости делать выдержку до ~20 ч (~10 периодов полураспада аргона-41), чтобы мощность дозы гамма-излучения от измерительной емкости снизилась до уровня, обеспечивающего устойчивую работу измерительного тракта гамма-спектрометра.

Реакторные испытания ТК в составе ОУ АСУ-18ТК начались 30 декабря 2021 года.

Реакторные испытания МТ и ТК будут продолжены в 2022 году до достижения заданных значений по выгоранию топлива и флюенсу быстрых нейтронов.

К.Н. Кощеев, И.Л. Бельтюков, Е.В. Шабельников, В.Ю. Литовченко, Н.А. Васютин, Д.Н. Ротман

Подготовка к реакторному облучению литий- и бериллийсодержащих образцов и реакторным испытаниям образцов литиевой керамики (с исследованием кинетики выхода трития)

В 2021 году проводилось расчетное изучение возможности проведения АО «ИРМ» реакторных испытаний перспективных функциональных материалов производства Karlsruhe Institute of Technology (Германия) и Marubeni Utility Services Ltd. (Япония), разрабатываемых для бланкета Международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР).

Были разработаны облучательные устройства (рисунок 24), предназначенные для:

- реакторного облучения в гелий-неоновой среде (с добавками H_2) литиевых керамик, бериллия и бериллиевых интерметаллидов при 350 – 1000 °С;
- реакторных испытаний в гелиевой среде (с добавками H_2) литиевых керамики с исследованием кинетики выхода трития из образцов при 350 – 900 °С.

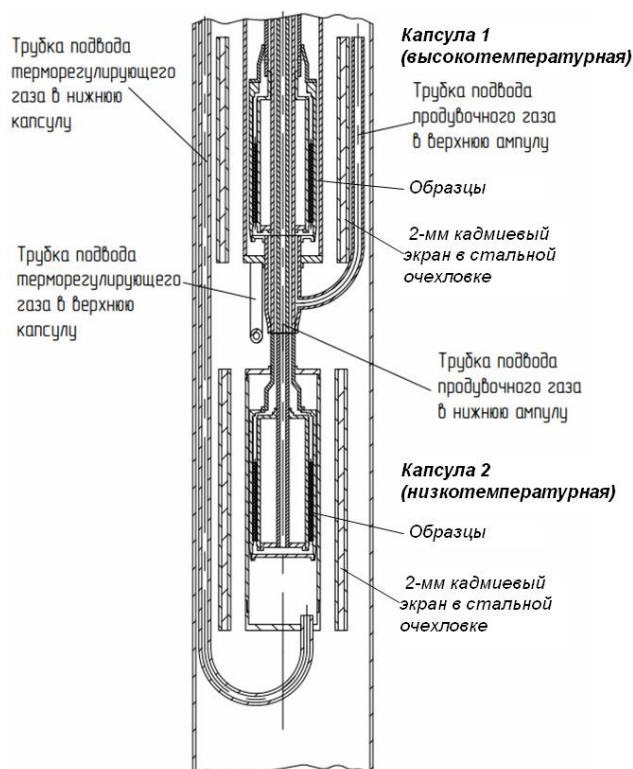


Рисунок 24 - Облучательные устройства $\varnothing 28\text{мм}$ и $\varnothing 60\text{мм}$

Для проверки работоспособности разработанных ОУ и достижимости параметров облучения образцов был разработан теплофизический макет ОУ (ТФМ ОУ). Литий- и бериллийсодержащие образцы размещались отдельно в двух автономно вентилируемых капсулах (рисунок 25).

Облучение ТФМ ОУ проведено в течение одной кампании реактора ИВВ-2М (~19,4 эфф. сут). В ходе облучения выполнены следующие работы:

- проверена возможность достижимости и диапазона регулирования температуры образцов посредством смены состава газа в охранной полости капсул (рисунок 25);
- проведены расчеты энерговыделения и плотности потока нейтронов в образцах и в конструкционных элементах капсул;
- проведена, используя экспериментально полученные данные, верификация нейтронно-физической и теплофизической расчетных моделей капсул ТФМ ОУ, внесены поправки в расчетные модели капсул основных ОУ.

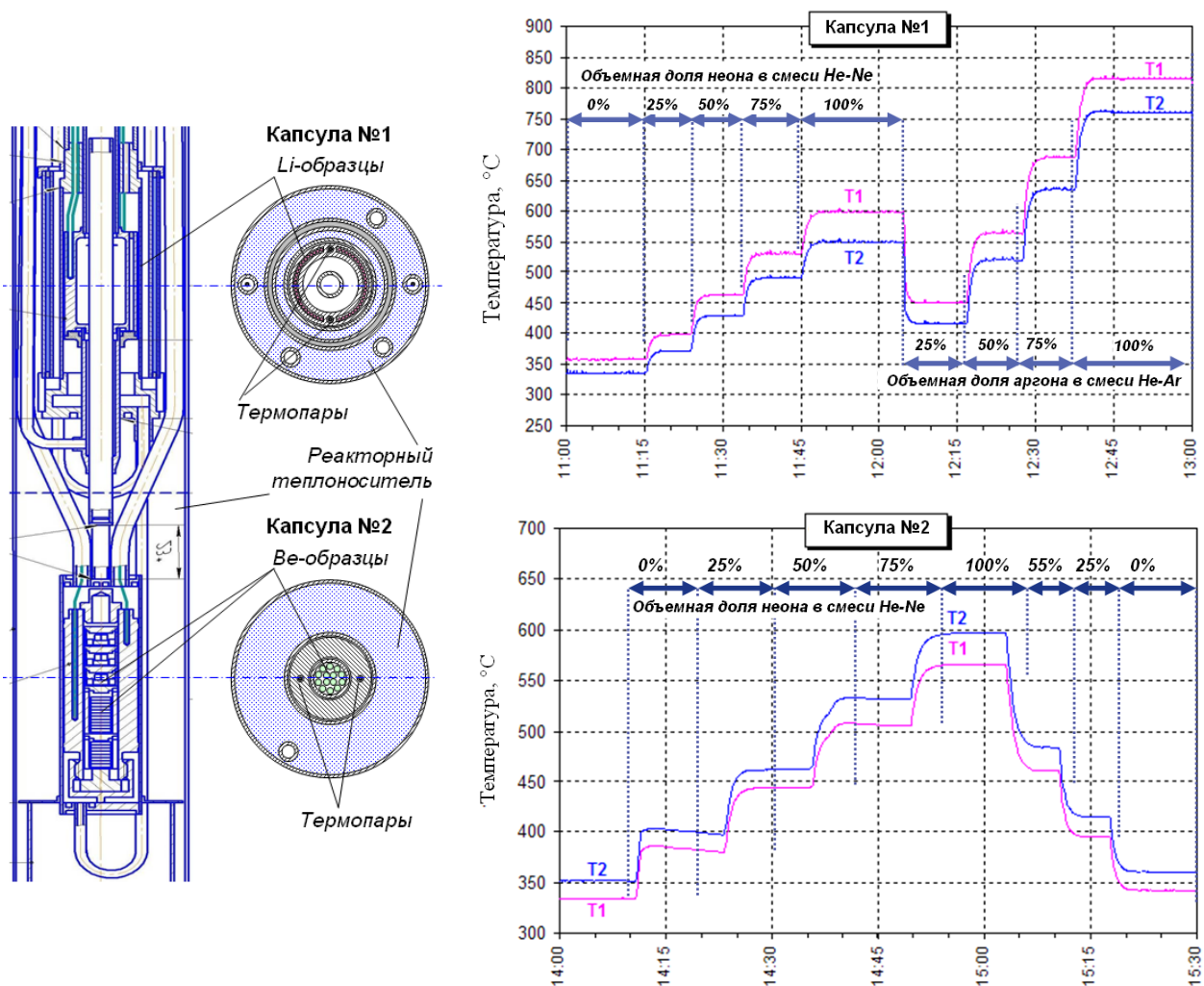


Рисунок 25 - Теплофизический макет ОУ Ø60мм (ТФМ ОУ) и результаты эксперимента по достижению и поддержанию температуры образцов газовыми смесями

В результате проведенной работы:

- проведены комплексные нейтронно-физические и теплофизические расчеты в обоснование конструкции облучательных устройств по реакторному облучению функциональных материалов;
- отработана технология изготовления деталей и сборки облучательных устройств;
- экспериментально продемонстрирована возможность достижения требуемых температур и нейтронно-физических параметров на образцах;
- внесены корректировки в нейтронно-физическую и теплофизическую расчетные модели для кодов MCNP и ANSYS, которые позволят улучшить сходимость результатов расчета с реальными параметрами облучения образцов.

К.Н. Кощев, И.Л. Бельтюков, Е.В. Шабельников, В.Ю. Литовченко, Н.А. Васютин, М.А. Предеина

Исследование влияния реакторного облучения на коррозионное поведение ферритно-мартенситной стали ЭП-823Ш в свинцовом теплоносителе

В АО ИРМ» в рамках проекта «Прорыв» начиная с 2019 г. проводятся эксперименты по исследованию влияния реакторного облучения на коррозионное поведение ферритно-мартенситной стали ЭП-823Ш в свинцовом теплоносителе,

содержащем кислород, с проведением послереакторных материаловедческих исследований.

На петлевой установке «Урал-Коррозия» (рисунок 26) проведены три сравнительных коррозионных эксперимента по исследованию коррозионного поведения образцов стали ЭП-823Ш, расположенных в активной зоне реактора ИВВ-2М, и находящихся на участке вне облучения на расстоянии ~0,5 м выше активной зоны.

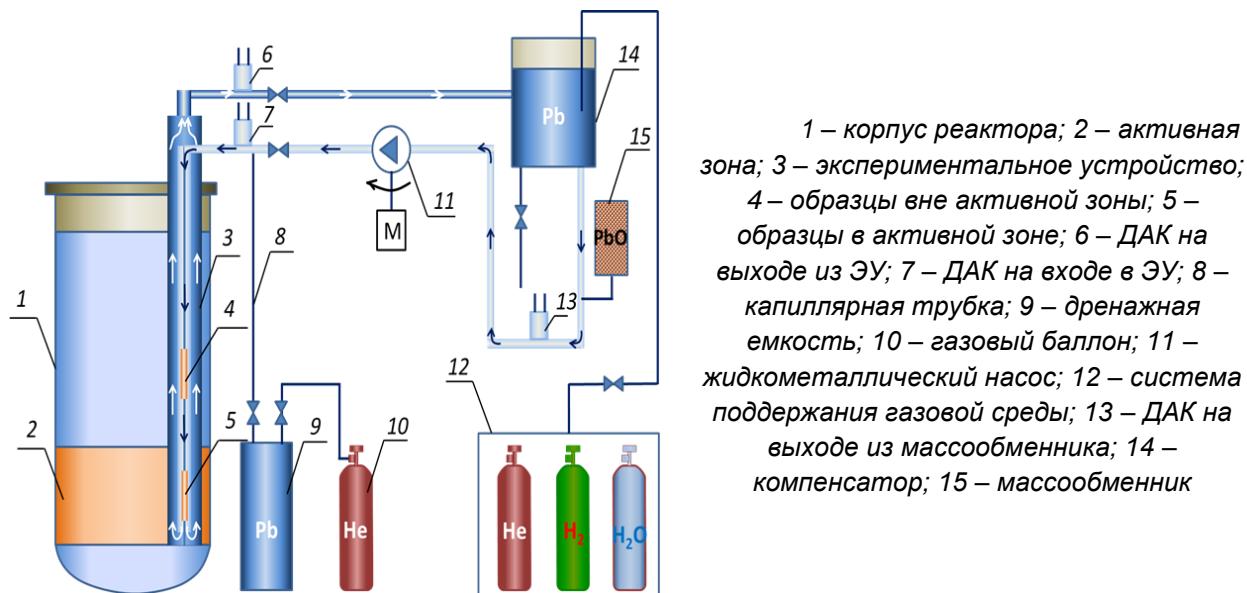


Рисунок 26 – Схема и основные элементы ЭУ «Урал-коррозия» для проведения реакторных коррозионных испытаний образцов кандидатных материалов для РУ БРЕСТ-ОД-300

Испытания первого облучательного устройства (ОУ) длительностью 895 ч были проведены при одинаковой температуре 490 ± 10 °С в обоих рабочих участках (без и под облучением). Флюенс нейтронов с $E > 0,1$ МэВ в условиях облучения был равен $(3,6 \div 4,0) \cdot 10^{20}$ н/см². Среднее содержание кислорода изменялось в пределах от $2,8 \cdot 10^{-7}$ до $1,1 \cdot 10^{-6}$ мас. % на входе в ЭУ и на уровне $7,3 \cdot 10^{-7}$ мас. % на выходе из ЭУ. Скорость движения свинца – 0,2 – 0,3 м/с.

Проведенными послереакторными материаловедческими исследованиями образцов стали ЭП-823Ш, испытанных в ОУ № 1, было установлено, что реакторное облучение в вышеуказанных условиях по температуре 490 ± 10 °С приводит к увеличению всех характеристик коррозии стали ЭП-823Ш (коррозионных потерь металла, глубины коррозии, толщины оксидной пленки и выноса продуктов коррозии) в среднем в 2,5 - 3,7 раза по сравнению с условиями вне облучения. Повышенные значения характеристик коррозии стали ЭП-823Ш в условиях облучения при параметрах ОУ № 1 по сравнению с условиями вне облучения связываются с радиационно стимулированными структурно фазовыми процессами образования α' -фазы и карбидов хрома в этой области температур, приводящих к обеднению матрицы стали по хром, за счет его перехода из объема стали в образуемые выделения α' -фазы и карбидов хрома.

В 2020 году в АО «ИРМ» были проведены реакторные испытания облучательного устройства № 3, включающие проведение сравнительных коррозионных исследований по определению влияния реакторного облучения на коррозию стали ЭП-823Ш при 570 ± 15 °С, превышающие почти на 70 °С температуру первого эксперимента. Общая продолжительность этих испытаний составила 2504 ч, в течение которых:

- длительность коррозионных испытаний в условиях реакторного облучения составила 2504 ч, из них в течение 1113 часов при температурах 551 – 569 °С в потоке свинца со скоростью 0,2 – 0,3 м/с с содержанием кислорода в свинце на уровне

$(0,7 - 2,3) \cdot 10^{-6}$ мас. % и в течение 1391 часа при температурах 499 – 506 °С в статических условиях. Флюенс нейтронов с $E > 0,1$ МэВ в области расположения образцов стали в АЗ составил $(0,97 - 1,21) \cdot 10^{21}$ нейтр/см².

- длительность коррозионных испытаний вне облучения составила 1502 ч, из них в течение 1113 часов при температурах ~560 – ~575 °С в потоке свинца со скоростью 0,2 - 0,3 м/с с содержанием кислорода в свинце на уровне $(1,8 - 3,0) \cdot 10^{-6}$ мас. % и в течение 389 часов при температурах ~515 – ~530 °С в статических условиях.

Комплексными послереакторными коррозионными и материаловедческими исследованиями образцов стали ЭП-823Ш, испытанных при 570 ± 15 °С в свинце, содержащем кислород на уровне $\sim(0,7 - 2,3) \cdot 10^{-6}$ мас. %, было установлено, что несмотря на большую длительность испытаний в активной зоне реактора ИВВ-2М по сравнению с условиями вне АЗ, реакторное облучение с флюенсом нейтронов $(0,97 \pm 1,21) \cdot 10^{21}$ н/см² с $E > 0,1$ МэВ практически не оказывает влияния на коррозионное поведение стали ЭП-823Ш в Рb. Такое коррозионное поведение стали в Рb, содержащем кислород при 570 ± 15 °С, объясняется отсутствием температурных условий образования α' -фазы и выравниванием содержания хрома в приграничных областях карбидов хрома за счет повышенной диффузии последнего при более высокой температуре испытаний.

Третий эксперимент по исследованию влияния нейтронного облучения на коррозионное поведение стали ЭП-823Ш в Рb проведен в статическом и практически бескислородном режиме: длительностью 670 ч при $\sim 550 \pm 10$ °С в начальный период и 1401 ч при $\sim 490 \pm 15$ °С в оставшуюся часть испытаний. В 2021 г. были выполнены разрушающие послереакторные исследования, включающие разделку облучательного устройства с извлечением образцов стали и визуальным осмотром их состояния. В связи с высокой активностью образцов стали ЭП-823Ш, испытанных в ОУ № 4, проведение комплексных материаловедческих исследований образцов после облучения запланировано на 2022 г.

О.А. Голосов, Е.В. Шабельников, С.С. Хвостов,
А.А. Осинцева, В.С. Рычков., Н.В. Глушкова

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Дореакторные исследования экспериментальных образцов микротвэлов и топливных компактов ВТГР, изготовленных на лабораторных установках

Дореакторные исследования необлученных микротвэлов

В ходе дореакторных исследований необлученных МТ проводили:

- металлографические исследования на выборке 28 МТ, отобранных случайным образом из поставленной в ИРМ партии МТ, с определением диаметра микротвэла и топливного ядра, толщины и разнотолщинности слоев защитного покрытия МТ;
- химическое травление внешнего пироуглеродного слоя (РyС-слоя) защитного покрытия МТ на выборке, отобранных случайным образом из поставленной в ИРМ партии МТ.

Металлографические исследования необлученных МТ

Приготовление металлографических шлифов проведено на шлифовально-полировальном станке TegraPol-11/15.

Микроструктура ядра микротвэла выявлялась методом травления в растворе на основе серной кислоты и перекиси водорода. На травленых шлифах исследовалась структура ядра микротвэла, определялся размер зерен.

Фотографирование полированных шлифов и микроструктуры после травления проводилось на оптическом металлографическом микроскопе с дистанционным управлением «Axio Observer Z1m» (рис.27).

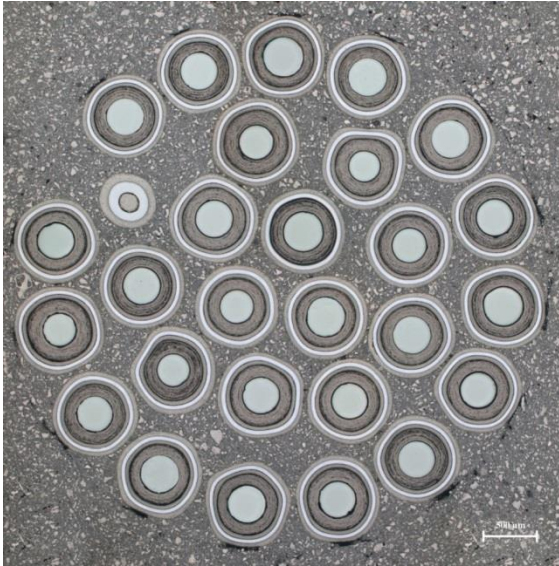


Рисунок 27 - Полированный металлографический шлиф навески МТ

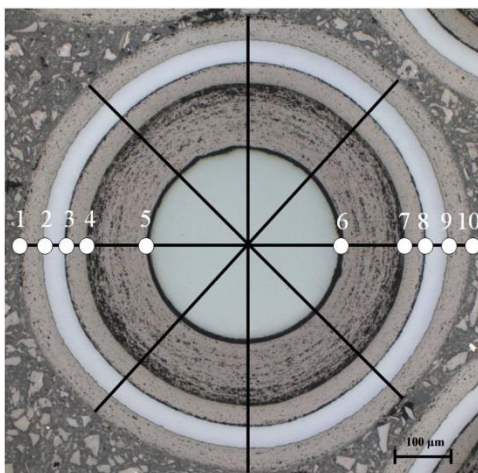
Как видно из рисунка 27, все МТ данной выборки находятся в хорошем состоянии. Трещины, зазоры между слоями не наблюдаются.

Геометрические параметры микроструктуры топливного зерна измерены на травлёных шлифах на оптическом металлографическом микроскопе «Axio Observer A1m», оснащённом компьютерной программой для измерения линейных размеров «SIAMS-800», прошедшим калибровку с помощью объект-микрометра.

Размер зерна зерна определялся по ГОСТ 5639-82 «Метод выявления и определения величины зерна» методом подсчета пересечений границ зерен.

Микроструктура UO_2 -зерен, измеренная на шести МТ в центре и вблизи наружной поверхности зерен, представлена равноосными (коэффициент анизотропии зерна $N_x/N_y = 1,04$) мелкими зернами размером от 2,3 до 6,4 мкм. Величина зерен в центре и вблизи наружной поверхности зерен приблизительно одинакова. Средняя величина зерна составляет $\sim 4,1$ мкм.

Схема измерений геометрических параметров МТ (диаметров МТ и зерна, толщин $oPuC$ -, SiC -, $iPuC$ -, $bPuC$ -слоев) на полированном шлифе представлена на рисунке 28. Диаметры микротвэла и топливного зерна определены по измерениям проведены в 4-х азимутальных направлениях через 45° (0° , 45° , 90° , 135°). Толщины слоев защитного покрытия МТ измерены также в 4-х азимутальных сечениях, но с 2-х противоположных сторон МТ. Например, толщина SiC -слоя (δ_{SiC}) определена по формуле:



$$\delta_{SiC} = \frac{1}{4} \sum_{0^\circ}^{135^\circ} (|X_2 - X_3| + |X_8 - X_9|)/2$$

где X_i – координата i -й точки вдоль выбранного направления

Рисунок 28 - Схема измерения диаметров микротвэла и топливного зерна, толщины слоев защитного покрытия микротвэла

Средний диаметр МТ – от 797 до 826 мкм, среднее значение равно 810 мкм. Средние диаметры кернов (на этой же выборке) имеют величину от 352 до 434 мкм, среднее значение равно 407 мкм.

Все слои покрытий, особенно пироуглеродные, на каждом МТ имеют переменную толщину. Разнотолщинность, определяемая как $(\delta_{\max} - \delta_{\min})/\delta_{\text{ср}}$ (где δ_{\max} – максимальная толщина, δ_{\min} – минимальная толщина, $\delta_{\text{ср}}$ – средняя толщина слоя), внешнего RuC-слоя достигает 45%, SiC-слоя – 15%, внутреннего RuC-слоя – 29%, буферного RuC-слоя – 23%.

Максимальная толщина слоев наблюдается на участках покрытия с минимальным радиусом кривизны, минимальная толщина – на участках с максимальным радиусом кривизны.

Химическое травление внешнего RuC-слоя МТ

Химическое травление внешнего RuC-слоя защитного покрытия МТ (исходная масса навески МТ, отобранных случайным образом из поставленной в ИРМ партии МТ, составила 1,0507 г) включало ступенчатое стравливание наружных RuC покрытий селективными растворами с отбором жидких проб для последующего определения содержания в них делящихся материалов.

По окончании каждого этапа травления травильный раствор отделялся от МТ методом перелива. Далее МТ несколько раз промывались водой. Травильный и промывной растворы, полученные в ходе отдельного этапа травления, сливались в один мерный стакан, после чего из него отбиралась аликвота (проба) в пронумерованную колбу с завинчивающей крышкой объемом 50 мл для хранения до дальнейшего анализа на содержание делящихся материалов. После завершения очередной стадии травления МТ промывались в этаноле, высушивались и взвешивались.

Убыль массы навески МТ составила приблизительно 14% исходной массы данной выборки МТ, что свидетельствует о практически полном удалении внешнего RuC-слоя. Внешний вид травленных МТ, приведенный на рисунке 29 (справа), на котором виден блеск SiC-слоя, также свидетельствует о практически полном стравливании внешнего RuC-слоя.

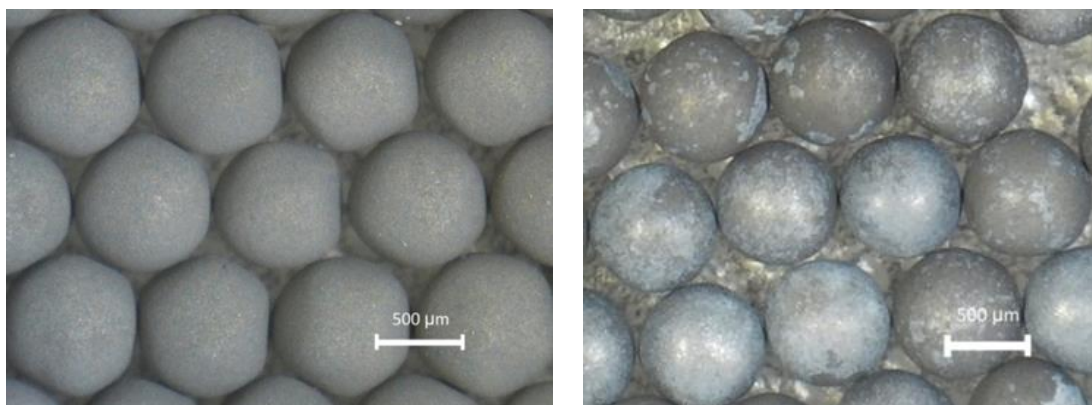


Рисунок 29 - Внешний вид МТ до (слева) и после (справа) травления

К.Н. Коцеев, М.В. Чернецов, А.В. Барыбин

Разработка физических моделей, алгоритмов расчёта для определения скорости радиационной ползучести элементов конструкций ядерных реакторов на быстрых нейтронах и проведение послереакторных исследований по определению величины деформации ползучести

Работа проводилась в рамках проекта МТ-245 программы ЕОТП по договору «Разработка физических моделей, алгоритмов расчёта для определения скорости радиационной ползучести элементов конструкций ядерных реакторов на быстрых

нейтронах и проведение послереакторных исследований по определению величины деформации ползучести». Соисполнитель работы НИЦ «Курчатовский институт» - Курчатовский комплекс перспективной ядерной энергетики.

Объектом исследований являются физические процессы, протекающие в конструкционных материалах реакторов на быстрых нейтронах при действии нейтронного облучения и механических напряжений, приводящие к радиационной ползучести.

Цель работы заключается в разработке физических моделей для расчета скорости радиационно-индуцированной ползучести и пластической деформации элементов конструкций при эксплуатации в реакторах на быстрых нейтронах.

Экспериментально определены структурные параметры, полученные при исследовании образцов оболочек из сталей ЭП823 ДУО и ЭК164 различных технологий изготовления после их эксплуатации в составе твэлов реактора БН-600, необходимые для верификации разрабатываемых моделей.

Для прогнозирования ползучести элементов конструкций реакторов на быстрых нейтронах начаты работы по экспериментальному определению энергии миграции вакансий в материалах оболочек твэлов. В соответствии с планом работ в 2021 г. проведен первый этап реакторного облучения сталей и экспериментального определения энергий миграции вакансий и оценки энергии их взаимодействия со стоками. Переработана «Программа и методика дилатометрических исследований образцов материалов для экспериментального определения характеристик точечных дефектов, образовавшихся при низкотемпературном нейтронном облучении».

Разработаны алгоритмы расчёта для определения скорости радиационной ползучести в сплавах FeCr и FeCrNi. Определена наиболее перспективная модель радиационно-индуцированной ползучести для дальнейшего развития и усовершенствования. Разработан алгоритм расчета для описания зависимости скорости ползучести от температуры, внешнего напряжения и характеристик облучения в сплавах FeCr и FeCrNi. Проведена предварительная верификация физической модели и алгоритма расчета на экспериментальных данных.

Проведена оценка вклада различных механизмов в ползучесть аустенитных и ферритно-мартенситных сталей при параметрах облучения и напряжений реакторов на быстрых нейтронах. При этом в сплаве FeCrNi методами молекулярной динамики (МД) и кинетического Монте-Карло (КМК) было проведено микроскопическое моделирование взаимодействия краевых дислокаций с препятствиями, тормозящими их движение. С использованием тех же методов были также промоделированы диффузионные потоки точечных дефектов (ТД) на дислокации. Используемая модель SIPA (предпочтительное поглощение, вызванное напряжением) учитывает разницу в скорости переползания различных популяций дислокаций в зависимости от их ориентации относительно приложенного напряжения.

Представлен новый метод расчета сил стока ТД в поле дислокации с приложенным внешним напряжением, использующий ОКМК в интерактивном комплексе программ LAMMPS. Показаны преимущества такого подхода по сравнению с имеющимися.

В ГЦК решетке соответствующие геометрические характеристики дислокаций, используемых в данной работе, были следующие. Линейный вектор $l = [112]$, вектор нормали к плоскости скольжения $n = [\bar{1}\bar{1}1]$ и вектор Бюргерса $b = \frac{1}{2}[0\bar{1}1]$ в системе

скольжения $\frac{1}{2}\langle 110 \rangle [111]$.

Дислокации считались неподвижными и неизменными после поглощения дефектов. Термической генерацией точечных дефектов стоками мы пренебрегаем, а скорость генерации ТД в результате облучения предполагалась заданной. СМА и вакансии рассматривались отдельно, в отдельных процессах моделирования, поэтому их рекомбинацией мы пренебрегали. ТД генерировались равномерно со скоростью создания $G=t/N$ (t -время генерации N траекторий) и мигрировали, выполняя атомные прыжки до поглощения. Мигрирующие точечные дефекты не реагировали друг с другом, поэтому кластеризацией мы пренебрегали. Периодические граничные условия используются во всех 3-х измерениях.

Поскольку объектом применения разрабатываемых моделей являются хромоникелевые, содержащие три основных компонента возникла необходимость учета зависимости энергии седловой точки от химического окружения и напряжений. В результате были усовершенствованы алгоритмы моделирования взаимодействия точечных дефектов с дислокациями. В качестве основной модели была использована модель «серого тока». Вся область моделирования разбивалась на цилиндр относительно малого размера, окружающий дислокацию, и внешнюю область.

Симуляция траекторий производилась в этом небольшом цилиндре для расчета коэффициента поглощения/отражения и числа прыжков до поглощения или выхода из серой зоны. Затем эти результаты объединялись с независимыми универсальными расчетами числа прыжков в нейтральной области (независимых от концентрации компонент сплава и температуры).

Полученные результаты расчетов числа прыжков до достижения дислокации в различных областях были верифицированы сравнением с результатами расчетов в альтернативных моделях и показали удовлетворительное совпадение.

Было проведено также моделирование эффективности стоков в сплавах FeCr и FeCrNi. Результаты моделирования показали, что при повышении температуры на 300K вероятность поглощения серым стоком существенно снизилась. Это означает, что эффективность с ростом температуры падает. Однако зависимость от давления снижается. Для чистого железа эффективность стока обусловлена практически только вкладом СМА. Было показано, что значения эффективностей для вакансий практически везде превышают таковую для междоузлий.

Определение времени задержки препятствиями дислокаций при взаимодействии дислокаций с потоками вакансий методами МД и КМК, в зависимости от внешнего напряжения и температуры, в сплаве FeCrNi. Были получены аналитические выражения для времени переползания дислокации в другую плоскость скольжения, при ее остановке преципитатом, а также необходимого для совершения этого акта.

Физические модели ползучести под облучением используют структурные параметры и энергетические характеристики точечных дефектов. Микроструктура материала оболочек твэлов и ее эволюция индивидуальны. Их экспериментальное определение требуется не только для использования в качестве входных параметров, но и для верификации расчетов деформации ползучести.

Микроструктурные исследования проводились с использованием методов просвечивающей (ПЭМ) и сканирующей (СЭМ) электронной микроскопии.

На ряду с аустенитными сталями исследовались образцы оболочек из ферритно-мартенситной стали (ФМС) ЭП823 ДУО (дисперсно упрочненные оксидами), облученные в реакторе БН-600 в составе материаловедческой сборки.

С использованием комплекса исследований, включающего низкотемпературное нейтронное облучение в реакторе ИВВ-2М, дилатометрические и микроструктурные исследования определены энергии миграции в оболочечных сталях.

В ходе выполнения работ 2021 года достигнуты следующие результаты.

Развит метод вычисления эффективностей стока в сталях, не имеющий аналогов в литературе, точно учитывающий асимметрию и энергетику отдельных прыжков в различном химическом окружении. Единственный сдерживающий фактор в реализации этого метода – слишком длительные расчеты. Однако доработкой процедуры определения ЭСТ в LAMMPS предполагается увеличить в ближайшем времени статистику прыжков на порядок.

Рассчитана зависимость эффективностей стока и ползучести от температуры и напряжения в ряде двойных и тройных систем.

Реализован физически последовательный учет поведения Точечных дефектов (ТД) вблизи ядер дислокаций (ЯД), включая процесс поглощения, основанный на параметре степени искажения решетки вблизи стока.

Получено универсальное соотношение для отношения сил стоков, которое разделяет зависимости скорости ползучести (СП) от концентрации дислокаций и зависимости от напряжения и температуры. Оно кардинально упрощает процедуру построения универсального кода для оценки скорости ползучести в сталях различного состава.

Получены экспериментальные результаты определения характеристик микроструктуры аустенитных сталей ЭК164 и ЧС68 - материала оболочек твэлов после эксплуатации в реакторе БН-600 до достижения различных повреждающих доз, вплоть до 94 сна. Измерены величины пластической деформации, накопленной за время работы в реакторе в составе двух ТВС, отработавших 572 и 880 эфф. суток. Полученные результаты предназначены, как для использования в качестве входных параметров разрабатываемых моделей, так и для верификации расчетов деформации ползучести.

Экспериментально определены пластические деформации образцов оболочек из ферритно-мартенситной стали ЭП823, после облучения под механическим напряжением в материаловедческой сборке в реакторе БН-600 на временной базе 880 эфф. суток до максимальной дозы 140 сна. Наряду с пластической деформацией, определены параметры, описывающие структурное состояние: Распределение по размерам газовакансионных пузырьков и пор, размер зерна, типы, размеры и расположение выделений вторичных фаз.

А.В. Козлов, Н. В. Глушкова., К.М. Ладейщиков., В.Л. Панченко.

Разработка моделей и проведение экспериментальных исследований распухания аустенитных сталей

В рамках плана работ РТТН по договору с головным исполнителем направления «Разработка моделей радиационного распухания конструкционных материалов», в АО «ИРМ» в 2021 г. были продолжены работы по разработке моделей и экспериментальных исследований радиационного распухания аустенитных сталей. Распухание является одним из видов радиационно-индуцированных явлений, взаимосвязанных с другими видами таких явлений: радиационной ползучестью, образованием и эволюцией фаз, снижением пластичности и прочности материалов оболочек твэлов и другими. Оно является многостадийным процессом, на каждой стадии свои доминирующие механизмы, что требует разработки своей модели. Стратегия ИРМ заключается в поэтапной разработке комплексной модели радиационного распухания. Сначала разрабатываются модели стадий радиационного распухания, а затем они объединяются в комплексную модель, которая позволяет прогнозирование процесса распухания при заданных параметрах эксплуатации, пригодную для практического использования. Ранее в АО «ИРМ» была создана модель распухания на заключительной стадии нестационарного

распухания, позволяющая прогнозировать остаточный ресурс твэла по величине предельно допустимого распухания по результатам послереакторных исследований оболочки.

Целями работы 2021 г. являлись:

- разработка модели инкубационной стадии распухания аустенитных хромо-никелевых сталей;
- получение экспериментальных результатов по микроструктуре образцов из ферритно-мартенситных сталей ЭП823, ЭП823 ДУО и аустенитных сталей ЧС68 и ЭК164, облученных в реакторе БН-600 до больших повреждающих доз, вплоть до 140 сна.

Для этого решались следующие задачи:

- разработка модели гомогенного образования гелий-вакансионных зародышей пор и их роста до закритического размера, включающей накопление He на дислокациях, образование и роста концентрации He-v комплексов (пузырьков), и рост пузырьков до достижения критического размера и их перехода в класс пор;
- ее применение для описания эволюции ансамбля пор, формирующихся на дислокациях в сталях ЧС68 и ЭУ164;
- получение экспериментальных результатов по микроструктуре образцов из ферритно-мартенситных сталей ЭП823, ЭП823 ДУО, облученных в составе материаловедческихборок в реакторе БН-600 до больших повреждающих доз, вплоть до 140 сна, для использования в качестве входных параметров при расчетах по моделям, разрабатываемым в АО «ВНИИА» и АО «ИРМ»;
- получение экспериментальных результатов после эксплуатации твэлов в БН-600 по микроструктуре образцов оболочек из аустенитных сталей ЧС68 и ЭК164, облученных до доз 0,3 – 49,9 сна при температурах 370 – 415 °С и их использование для верификации результатов расчетов генерации гелия, его миграции в кристаллической матрице и поглощения на стоках, образования и роста He-v пузырьков;
- систематизация ранее полученных результатов образцов оболочек из сталей ЧС68 и ЭК164 после облучения до достижения различных доз, вплоть до 99 сна, и их использование для верификации.

Расчеты концентрации в кристаллической матрице точечных дефектов (ТД), генерируемых нейтронным облучением и мигрирующих на стоки, проводились с использованием статистической модели миграции точечных дефектов (СММТД).

В традиционной модели диффузии считается, что точечный дефект, попав на сток, теряет свою индивидуальность. Например, при расчете потоков ТД на дислокацию, считается, что на границе ядра дислокации концентрация ТД равна нулю, хоть это сложно увязать с законом сохранения.

В рамках СММТД использовалась простая модель ТД на стоках, включающая их взаимодействия со стоком и между собой, а также понятие концентрации ТД на стоке (линейной концентрации на дислокации, поверхностной на границах зерен).

Наряду с СТД при облучении в материале оболочек происходят неупругое взаимодействие нейтронов с ядрами атомов, входящих в состав сталей, в результате трансмутационных реакций образуются различные элементы, в частности гелий, играющий важную роль в образовании зародышей пор.

С использованием разработанного математического аппарата ССМТД было получено, что концентрация He-v пузырьков на дислокациях за определенное время достигает насыщения, так что поступающий гелий встречает пузырек раньше, чем другой атом гелия или вакансию, что приводит к увеличению количества гелия в пузырьках.

Наряду с гелием в пузырек поступают вакансии. Скорость поступления гелия и вакансий регулируется энергетической выгодой. Чисто вакансионная пора при

поглощении не скомпенсированной вакансии увеличивает поверхностную энергию, тем сильнее, чем меньше ее диаметр. Поэтому вакансионная пора меньше критического размера расти не будет, а будет растворяться. Гелиевый пузырек оказывает на стенку давление, его рост энергетически не выгоден. Выгодно попеременное поступление компонент, когда давление наружу и внутрь компенсируют (полностью или частично) друг друга. На этом основано уравнение баланса гелия и вакансий в пузырьке, в зависимости от его диаметра. Эволюция пузырька и его рост до критического размера зависит от концентрации вакансий в матрице и лимитируется скоростью поступления в него гелия.

Для проведения расчетов в моделях набухания необходимы входные параметры, к которым относятся характеристики микроструктуры. В то же время, наряду с величиной набухания модели прогнозируют их изменения при эксплуатации, что может быть использовано для их верификации.

А.В. Козлов, И.В. Портных, А.Р. Исимбаев

Экспериментальные исследования образцов оболочек ферритно-мартенситных сталей после облучения в реакторе БН-600 в составе материаловедческих сборок

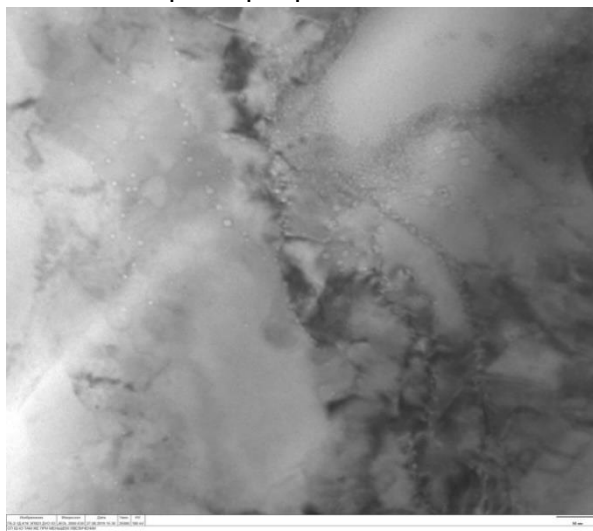
В результате экспериментальных исследований установлены, изменения микроструктуры происшедшие в сталях ЭП823, Э823 ДУО, получены характеристики микроструктуры после различных воздействий. Сравнительный анализ стали в штатном состоянии и упрочненной оксидами, показал следующее.

В процессе нейтронного облучения в реакторах на быстрых нейтронах происходит радиационно-индуцированное атомное перераспределение элементов оксидов иттрия.

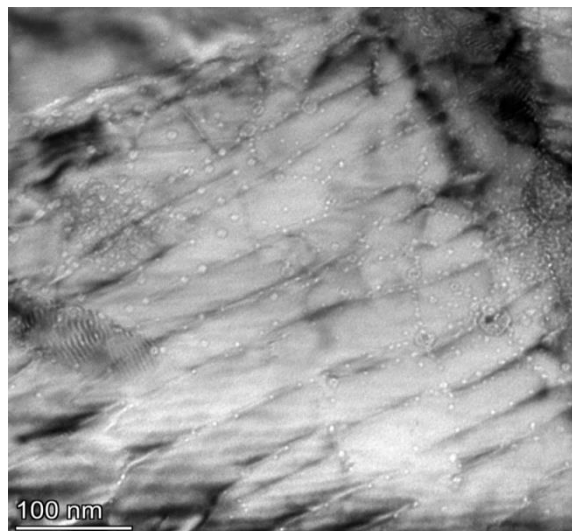
Кислород и иттрий мигрируют в матрицу. Заменяясь другими элементами. содержащимися в стали.

В матрице О (и, возможно, его соединения с Y) становятся центрами образования газо-вакансионных пузырьков, которые растут быстрее, чем гелий-вакансионные пузырьки на дислокациях, рисунок 30.

Сами оксиды теряют термическую устойчивость утрачивают свою роль стабилизатора жаропрочности.



а - вблизи оксидов



б – около оксидов и на полигональной сетке

Рисунок 30 – Образование He-в пузырьков в стали ЭП23 ДУО, облученной при 630 °С до дозы 120 сна;

И. В. Портных, В.Л. Панченко, А.В. Козлов

Экспериментальное исследование аустенитных сталей ЧС68 и ЭК164

Получены результаты экспериментальных исследований характеристик пористости в образцах оболочек из сталей ЭК164 с близкими температурами облучения, но со скоростями радиационных повреждений от $4 \cdot 10^{-9}$ сна/с до $6,5 \cdot 10^{-7}$ сна/с (рисунок 31). Все пузырьки, в соответствии с гистограммой распределения по размерам, были разделены на «мелкие», диаметра меньше 5 нм, представляющие гелий - вакансионные пузырьки до критического размера, и больше 5 нм, являющиеся гелий - вакансионными порами за критического размера, для дальнейшего роста которых поступление в них гелия не является необходимым.

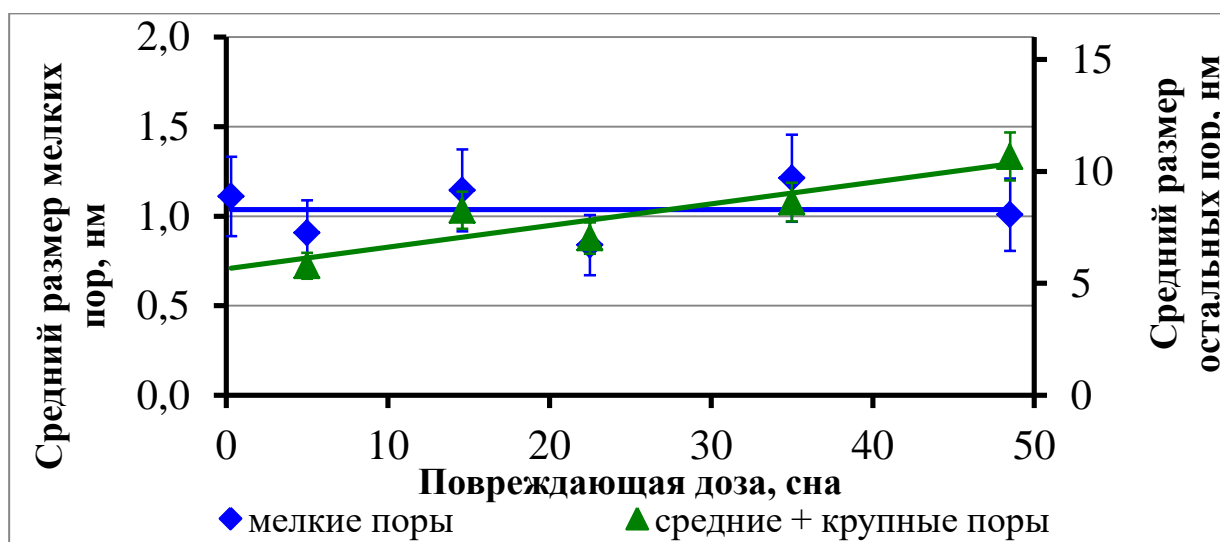


Рисунок 31 – Дозовая зависимость среднего размера гелий-вакансионных пузырьков («мелких пор») и пор.

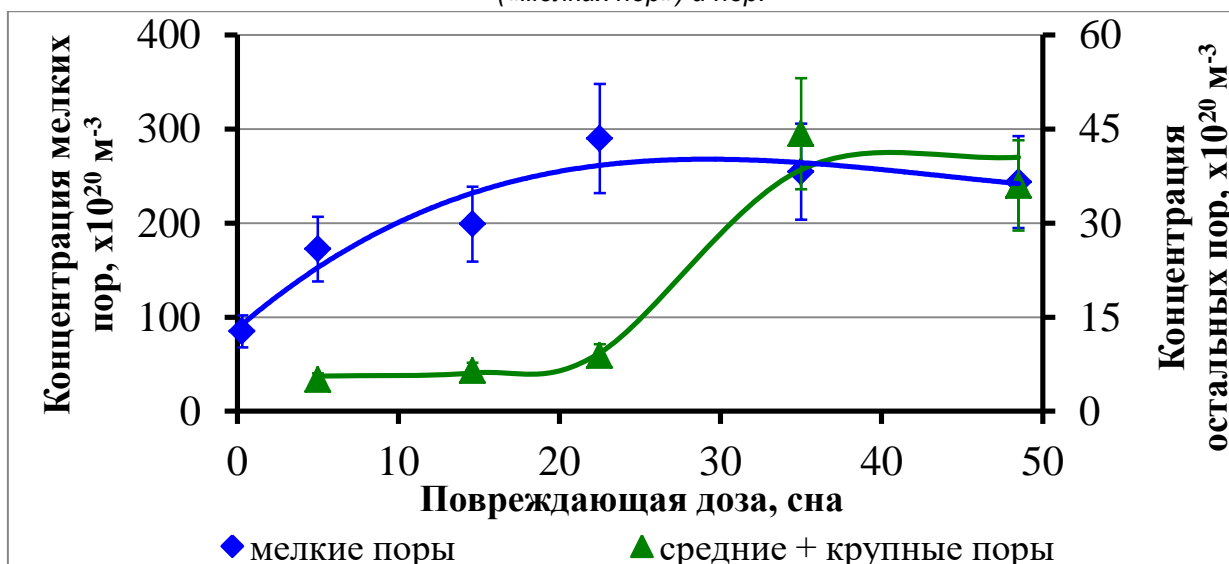


Рисунок 32 – Дозовая зависимость концентрации гелий-вакансионных пузырьков («мелких пор») и пор.

Микроструктура образцов из стали ЧС68, с параметрами облучения, близкими к образцу из стали ЭК164 качественно похожи. Поры преимущественно связаны с выделениями G-фазы. Концентрация мелких пузырьков (докритического размера) в 3-5 раз превышает концентрацию пор.

В результате выполнения этапа НИР 2021 г. были получены следующие результаты:

–проведены экспериментальные исследования после нейтронного облучения микроструктуры образцов оболочек из сталей ферритно-мартенситных сталей ЭП823, ЭП823-ДУО и аустенитной стали ЭК164, используемой в настоящее время в качестве основного материала оболочек твэлов реакторов БН.

–определены характеристики, необходимые для использования в модельных расчетах и их верификации, в частности распределения газо-вакансионных пузырьков по размерам.

–в процессе радиационного воздействия микроструктура материалов, в частности, дислокационная, претерпевает существенные изменения. Ядра дислокаций искривляются в разных направлениях, пересекаются и создают новые слабо упорядоченные пространственные структуры. Описание и экспериментальное определение характеристик таких дислокационных структур требует развития модельных представлений, типа, о формировании областей с дислокационными стенками, характеристикой которых может быть удельная площадь их поверхности.

–затронутые вопросы требуют совместного обсуждения теоретиков (разработчиков моделей) и экспериментаторов, с выработкой предложений по развитию этого направления.

И.В. Портных, С.В. Барсанов., А.В. Козлов, А.Р. Исимбаев.

Работы по разработке и обоснованию безопасности применения ядерного топлива для ядерных установок различных типов. Разработка критериев классификации, классификация и группировка, описание проклассифицированных объектов БВ первой очереди БАЭС, содержащих ЯМ

В соответствии с «Планом мероприятий по установлению достоверной информации о содержании и количественных характеристиках ядерных материалов (ЯМ) в ЗБМ АМБ Белоярской АЭС» от 09.04.2020 № 38-6-07-340 (введенным в действие Приказом от 17.04.2020 № 9/Ф02/801-П «О вводе в действие плана мероприятий») выполнены работы по договору с АО «НИКИЭТ» по теме: «Разработка критериев классификации, классификация и группировка, описание проклассифицированных объектов БВ первой очереди БАЭС, содержащих ЯМ».

Объектами исследования и анализа в настоящей работе являются ОТВС, фрагменты ОТВС, а также неопределенные предметы, расположенные в бассейнах выдержки (БВ-1,2) Белоярской АЭС в 17-местных (К-17) 35-местных (К-35) и 42-местных (К-42) кассетах, пеналах различных диаметров и корзинах.

При проведении сверки объектов, размещенных на Белоярской АЭС, был установлен факт расхождения данных по содержимому части кассет, пеналов и корзин. Кроме этого было выявлено значительное количество не идентифицированных предметов (НП).

Целью настоящей работы являлась: разработка критериев классификации, разбивка объектов БВ первой очереди БАЭС на группы согласно разработанных критериев; идентификация НП; анализ возможности реализации аналитического и расчетного аналитического методов исследований для определения количественных характеристик ядерных материалов в бассейнах выдержки первой очереди Белоярской АЭС.

В рамках данной работы:

–проведен сбор и обработка архивной документации по эксплуатации реакторов АМБ-100 и АМБ-200, фактически наличному количеству ЯМ на 1-ой очереди БАЭС, образованию учетных единиц, перемещению объектов на 1–ой очереди БАЭС;

- проведен анализ информации с учетом типов топлива, конструкционных характеристик ОТВС, типов аварий, типов и размеров дефектов;
- определены и описаны критерии классификации объектов;
- проведена разбивка объектов на группы согласно определенным критериям, с указанием возможного метода установления содержания и количественных характеристик ЯМ (аналитический, расчетно-аналитический и расчетно-измерительного);
- определен метод исследования для ячеек и каждой кассеты в целом;
- разработана и описана методология определения количественных характеристик ЯМ аналитическим или расчетно-аналитическим методом;
- разработаны предложения по способу применения полученных результатов исследований;
- Полученные результаты планируется использовать:
- для уточнения данных по массам ядерных материалов в ЗБМ АМБ Белоярской АЭС;
- в качестве исходных данных для отправки объектов во ФГУП «ПО «Маяк»;
- для оценки погрешностей измерений при использовании измерительных методов, путем сопоставления с результатов, полученных расчетным и измерительным методами;
- в случае принятия решения об извлечении из кассет НП или перекомплектации кассет.

М.С. Лютикова, О.А. Голосов, М.А. Предеина, В.Н. Ланских, Н.В. Глушкова, В.К. Самедов, С.В. Старицын, О.И. Асипцов, О.А.Привезенцева.

Послереакторные исследований каналов СУЗ РБМК

Обоснование работоспособности каналов СУЗ реакторов РБМК-1000, которые работают за пределами проектного срока службы (30 лет), является одной из составных задач для продления срока эксплуатации уран-графитовых энергоблоков.

По результатам последних послереакторных исследований (ПРИ) зарегистрировано повышенное содержание водорода, а также наличие гидридных скоплений типа «блистеров» в материале труб и ниппелях переходников каналов СУЗ. Кроме этого, за период 2013 – 2020 гг. изменились и условия эксплуатации каналов СУЗ, связанные, в том числе, со старением и ремонтом графитовой кладки, а также установкой гильз КРО. Для решения вопросов безопасности и обеспечения ресурса каналов СУЗ в измененных условиях эксплуатации базовой исходной информацией являются результаты расширенных послереакторных исследований каналов, извлеченных из действующих реакторов.

В рамках выполнения программы «Регламентного послереакторного контроля в защитных камерах технологических каналов и каналов СУЗ, извлекаемых из реакторов РБМК-1000 на завершающем этапе эксплуатации энергоблоков», № ПРГ 1.2.2.15.005.017-2021, и программы НИОКР «Оценка остаточного ресурса каналов СУЗ реакторов РБМК-1000 и разработка мер, направленных на достижение 45-летнего срока эксплуатации» в 2021 году выполнены послереакторные исследования четырех каналов СУЗ, один из которых был выгружен по причине фиксации течи теплоносителя.

Негерметичный канал СУЗ находился в эксплуатации в течение 34 календарных лет. Замечаний к качеству его изготовления и режимам эксплуатации, а также водно-химическому составу теплоносителя контура охлаждения реактора не было. При вырубке участка канала с нижним переходником произошло его технологическое разрушение (долом) по сквозному дефекту в зоне электроннолучевого сварного шва на две части (рисунок 33).

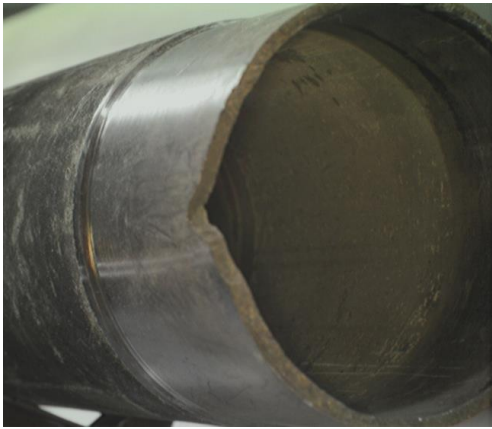


Рисунок 33 – Внешний вид участка дефектного канала СУЗ с нижним переходником (слева) в зоне технологического разрушения, труба канала с зоной ЭЛС справа

В результате послереакторных исследований установлено, что технологическое разрушение произошло по зоне термического влияния электронно-лучевой сварки (ЭЛС) со стороны ниппеля нижнего переходника. В зоне разрушения зарегистрировано высокое содержание водорода, значительно более 1000 ppm с образованием глубокого кольцевого блистера на внутренней поверхности (рисунок 34). От вершины блистера по стенке канала распространяются радиальные цепочки гидридов, которые на некоторых образцах простираются на всю толщину стенки трубы. Разрушение с внутренней поверхности канала на большую часть толщины стенки хрупкое сколом (рисунок 35) с образованием специфического реечного излома (рисунок 35 б), который обусловлен разрушением по пластинам гидридов. Излом покрыт следами отложений, плотность которых уменьшается от внутренней поверхности канала к наружной.

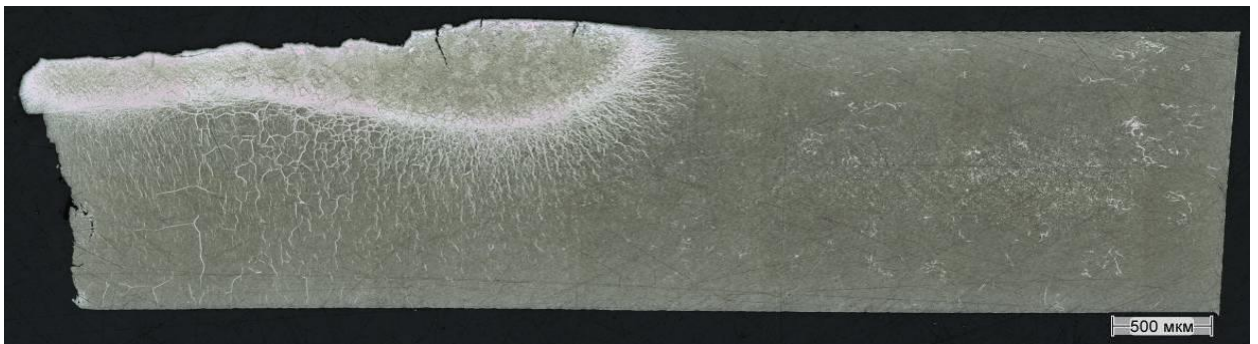
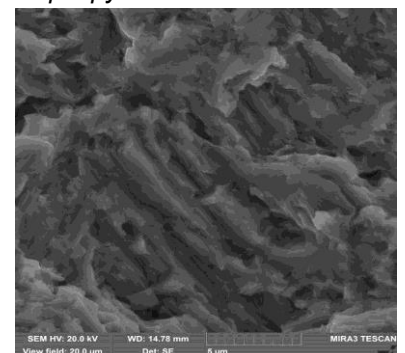
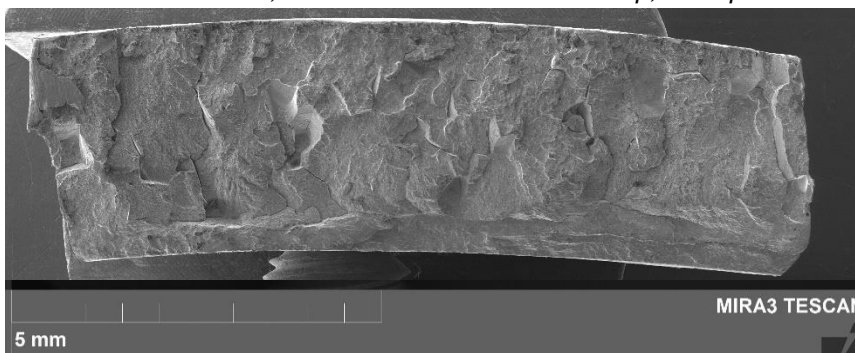


Рисунок 34 – Шлиф образца, вырезанного из зоны сквозного дефекта канала, линия излома слева, светлая область – блистер, который частично разрушился



а

б

Рисунок 35 – Фрактораммы образца, вырезанного из зоны технологического разрушения дефектного канала СУЗ

Результаты фрактографии и рентгеноспектрального микроанализа с фиксацией содержания отложений на изломе свидетельствуют, что первичная трещина образовалась по всей окружности канала и проросла в глубину, на локальных участках превратившись в сквозную. В процессе роста трещины в неё проник теплоноситель и на поверхности излома остались отложения. При вырезке образцов для послереакторных исследований произошел вязкий дорыв трубы по сохранившимся перемычкам, и участок канала с нижним переходником разделился на две части. Вероятной причиной образования и роста первичной трещины является ухудшение механических свойств циркониевого сплава из-за его наводороживания с охрупчиванием ниже пределов, обеспечивающих сохранение целостности стенки канала при эксплуатационных и/или технологических нагрузках. Кроме этого, росту первичной трещины могли способствовать технологические сварочные напряжения, которые остаются после отжига электронно-лучевого сварного соединения (ЭЛСС) при изготовлении канала.

Материал канала, не поврежденный блистерами и гидридами, сохраняет свои свойства и работоспособность. Фиксация течи и плановая остановка реактора с последующим извлечением дефектного канала СУЗ подтвердили сохранение принципа «течь перед разрушением» в нормальных условиях эксплуатации.

Один канал СУЗ, который был направлен для послереакторного контроля после эксплуатации в течение 36 календарных лет, при перегрузке разрушился в районе нижнего ЭЛСС (рисунок 36). Подтвержден факт наводороживания (до 730 ppm) каналов СУЗ с образованием областей скопления гидридов типа блистеров.

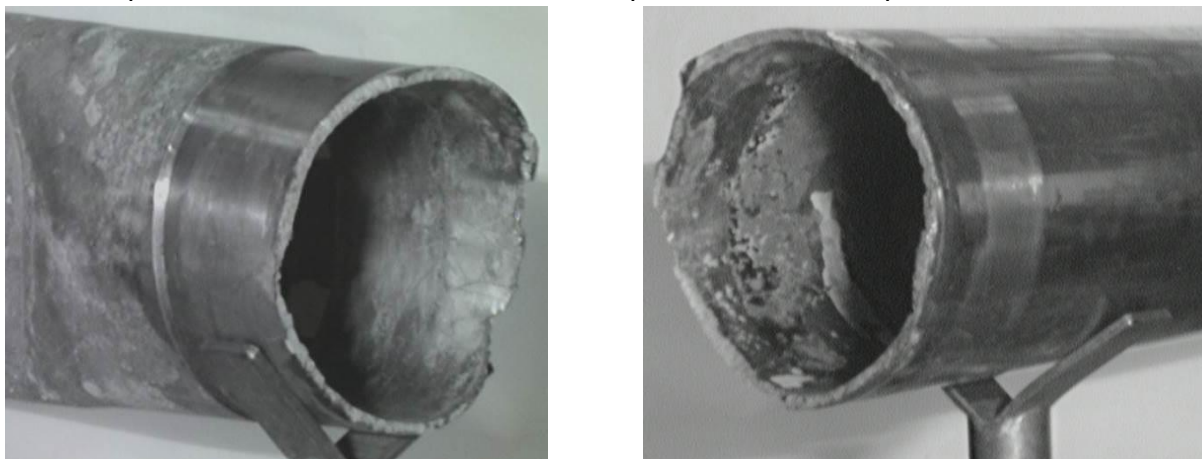


Рисунок 36 – Внешний вид участка канала СУЗ с нижним переходником (слева) в зоне технологического разрушения, произошедшего при перегрузке, труба канала с зоной ЭЛС справа

Технологическое разрушение с внутренней поверхности канала хрупкое сколом с образованием речного излома, обусловленного разрушением по пластинам гидридов. По результатам металлографических и фрактографических исследований глубина хрупкого разрушения достигает 2,8 мм.

Высокое содержание водорода, который находится в гидридах, приводит к охрупчиванию и падению прочности. Материал ниппеля нижнего переходника на отдельных кольцевых образцах имеет предел прочности 170 МПа при нулевой пластичности. Материал канала, не поврежденный блистерами и гидридами, сохраняет свои свойства и работоспособность.

Таким образом, полученные результаты послереакторного контроля показали, что на момент извлечения данного канала СУЗ циркониевая труба сохраняла способность выполнять свои функции в нормальных условиях эксплуатации. Однако состояние

металла в районе нижнего ЭЛСС вследствие высокого наводороживания и охрупчивания не позволяет признать его удовлетворительным.

Проведены ПРИ двух каналов СУЗ со сроками эксплуатации 36 и 40,5 календарных лет, определено их состояние в зонах ЭЛСС и получена информация по техническому состоянию и свойствам материалов канала.

Установлено, что максимальное наводороживание циркониевой части каналов регистрируется в зонах ЭЛСС. Среднее оставшееся «живое» сечение трубы, не поврежденное гидридами и сохранившее достаточную пластичность для продолжения эксплуатации, по окружности канала в зоне нижних ЭЛСС составляет 2,25 мм и 1,90 мм. соответственно.

Наиболее вероятной причиной высокого наводороживания и повышенной концентрации гидридов и циркониевой части каналов СУЗ является увеличение концентрации водорода в теплоносителе вследствие коррозии гильзы КРО и структурное состояние материала переходников в зонах термического влияния ЭЛСС.

Полученные результаты свидетельствуют о том, что необходима срочная разработка внутриреакторного контроля по оценке степени гидридного повреждения каналов СУЗ в зонах ЭЛСС для предотвращения негативных последствий наводороживания.

*С.А. Аверин, В.А. Цыгвинцев, Д.Н. Вельмогин, А.Г. Нежданов,
В.Ю. Ярков, А.Р. Исинбаев, В.К. Самедов, С.В. Старицын.*

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 «Концерн Росэнергоатом» по теме «Работы по проведению исследований ОЯТ. Послереакторные исследования твэл отработавших ТВС БН-600 зав. №№: 3821 8136 16, 3926 8137 16, 3717 8135 16» этап 1.2 «Окончание послереакторных исследований твэлов ТВС зав. № 3821 8136 16». На данном этапе завершены комплексные послереакторные исследования четырех твэлов после облучения в реакторе БН-600 в зоне среднего обогащения (ЗСО) в составе ТВС зав. № 3821 8136 16 с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д., изготовленными по усовершенствованной технологии с применением на подготовочном размере скоростного нагрева при более высокой, чем ранее, температуре (1177...1186 °С) - АТОН-2, до достижения повреждающей дозы ~100 сна. 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 1 «Послереакторные разрушающие исследования двух твэлов ТВС ЗМО № 3717 8135 16, достигшей повреждающей дозы 106 сна, выгорания 12,3 т.а. при наработке 751 эфф. сут.». На данном этапе проведены комплексные послереакторные исследования двух твэлов после облучения в реакторе БН-600 в зоне малого обогащения (ЗМО) в составе ТВС зав. № 3717 8135 16 с оболочками из стали ЭК164-ИД х.д., изготовленными по усовершенствованной технологии с применением на подготовочном размере скоростного нагрева при более высокой, чем ранее, температуре (1177...1186 °С) - АТОН-2, до достижения повреждающей дозы ~106 сна.

Обе 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 разработке, изготовлению и опытной эксплуатации в активной зоне реактора БН-600 и послереакторным исследованиям четырех ТВС с оболочками твэл из стали ЭК164-ИД х. д. с целью достижения выгорания ~14% т.а. и повреждающей дозы не менее 110 сна» (инв.№ 66/н-829 от 2016 г., учет АО «ОКБМ Африкантов»).

Целью работ является получение данных для оценки работоспособности оболочек из стали ЭК164-ИД х.д. третьего этапа усовершенствования по результатам послереакторных материаловедческих исследований твэлов.

В условиях защитной камеры АО «ИРМ» выполнен прокол четырех твэлов ТВС ЗСО №3821 8136 16 и двух твэлов ТВС ЗМО №3717 8135 16, отбор ИРГ в транспортные герметичные пробоотборники. Измерено давление внутритвэльного газа на оболочку и рассчитано давление при эксплуатации в реакторе. Проведен внешний осмотр твэлов, первичная разделка твэлов на куски, измерение наружного диаметра, электросопротивления с применением электропотенциального метода, гамма-спектрометрический анализ твэлов. На основании данных первичных исследований подготовлены схемы вырезки образцов и проведена вырезка образцов из различных участков по высоте твэлов для определения механических, физических, коррозионных и структурных характеристик оболочек из усовершенствованной стали ЭК164-ИД х.д. Проведены 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, при радиальном сжатии и последующим растяжением овалированных образцов. Выполнены СЭМ исследования овалированных образцов и фрактографические исследования после механических испытаний: определены характеристики излома, поперечного сужения, доли и глубины интеркристаллитного разрушения. Проведены металлографические исследования оболочек из усовершенствованной стали ЭК164-ИД х.д. в исследуемых сечениях по высоте твэлов с определением зазора между топливом и оболочкой, а также глубины коррозионных повреждений. Проведены керамографические исследования топлива, 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. Методом электронной микроскопии проведены исследования изменения субструктуры, исследование радиационных дефектов (поры) 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 образцах из различных участков по высоте твэлов. Проведены рентгеноструктурные исследования различных участков оболочек твэлов из усовершенствованной стали ЭК164-ИД х.д. с определением кристаллографических характеристик оболочки (параметр решетки, микронапряжения, дефекты упаковки).

Максимальное относительное увеличение наружного диаметра в исследованных твэлах наблюдается в области близкой к центру АкЗ с координатами ~(450...500) мм от низа АкЗ и достигает ~4,0 % на твэлах ТВС ЗСО и ~3,5 % на твэлах ТВС ЗМО. Максимальное набухание твэлов ТВС ЗСО в этой области составило ~8,0 %, а твэлов

ТВС ЗМО ~6,8 %. При этом деформация ползучести оболочек твэлов ТВС ЗСО достигает ~1,1 %, а у оболочек твэлов ТВС ЗМО – ~0,8 %.

Исследования методом ПЭМ показали, что в структуре материала стали ЭК164-ИД х.д. оболочек всех исследованных твэлов при всех температурах облучения образуются радиационные поры. Средний размер пор фракции более 5 нм с ростом температуры облучения возрастает, а концентрация снижается. Поры размером до 5 нм наблюдаются на межфазных границах, границах зерен, полосах деформации, дислокациях. Методами ПЭМ высокого разрешения с использованием РСМА проведены исследования элементного и фазового состава материала оболочек твэлов на образцах из участков с разными условиями облучения. Установлено, что в условиях облучения на начальной стадии происходит сегрегация основных легирующих элементов на дислокациях и границах зерен с последующим формированием вторых фаз. Наиболее активно из твердого раствора выносятся никель и кремний

Исходя из критерия допустимого распухания 15 % прогнозирование остаточного и предельного ресурса твэлов исследованных ТВС по результатам послереакторных структурных исследований образцов оболочек с использованием модели заключительной стадии нестационарного распухания установлено, что твэлы имеют достаточный остаточный ресурс – ~(150...200) эфф. сут.

Обобщенные данные металлографических и СЭМ исследований показали, что в области нижней части твэлов наблюдаются коррозионные повреждения со стороны топливной композиции на глубину до 35 мкм у твэлов ТВС ЗСО и до 60 мкм у твэлов ТВС ЗМО. В области центра АЗ коррозионные повреждения со стороны топливной композиции существенно меньше, наблюдается монотонный рост глубины повреждений от центра кверху АЗ до значений ~42 мкм на твэлах ТВС ЗСО и ~46 мкм на твэлах ТВС ЗМО. Со стороны натриевого теплоносителя коррозионные повреждения незначительны в областях низа и центра АЗ и монотонно увеличиваются в области верха АкЗ до глубины ~(8...10) мкм на твэлах из обеих зон обогащения.

Механические испытания кольцевых образцов из оболочек твэлов проводились с использованием нового подхода. Испытания, по существу, проводились по комплексу из двух методик: радиального сжатия образца, при котором противоположные стороны распрямлялись, и методики испытаний овализованного образца на растяжение. В каждой из методик снималась своя диаграмма испытаний и моделировалось напряженно-деформированное состояние (НДС). Стандартное растяжение кольцевых образцов из участков с низкой пластичностью, ранее проводимое на оболочках твэлов, показывало нулевую пластичность при пределе прочности от 180 до 350 МПа (разрушение на стадии вытяжки кольца). При испытании на радиальное сжатие малопластичных образцов оболочек твэлов часть образцов разрушалась в процессе овализации, однако, использованная методика позволила установить, что локальная деформация при этом составляла до ~12 % у твэлов ТВС ЗСО и до ~7 % у твэлов ТВС ЗМО, а локально достигаемые напряжения достигали 1000 МПа у твэлов обеих зон обогащения. Сопоставление значений, полученных с помощью расчетов НДС, со значениями, определенными по методике испытания трубчатых образцов внутренним давлением твердого заполнителя показали хорошую сходимость пластических свойств. Это свидетельствует о том, что механическое состояние оболочки, не является предельным.

По окончании цикла исследований будет проведена прогнозная оценка и обоснование ресурса работоспособности оболочек твэлов из стали ЭК164-ИД х.д. при повышенных параметрах эксплуатации. Полученные результаты комплексных послереакторных исследований позволят обосновать увеличение длительности эксплуатации ТВС с оболочками твэлов из этой стали и позволят реализовать

технический проект ТВС реактора БН-600 с кампанией 800 эфф.сут. с целью снижения стоимости топливной составляющей в себестоимости электроэнергии.

И.А. Портных., Р.П. Карагерги., С.В. Барсанова, Е.А. Кинёв, К.М. Ладейщиков.

Материаловедческие исследования конструкционных и поглощающего материалов трех пэлов поглощающего стержня КС 2635 115 18 реактора БН-600 после эксплуатации в режиме компенсации выгорания топлива в течение 592 эффективных суток

Установлено, что нижняя часть оболочек пэлов подверглась неравномерной окружной деформации, степень которой максимальна около нижней заглушки и достигает 2,6% относительно исходного диаметра. Причиной деформации явились: радиационное распухание стали (вклад не более 1%) и её механическое взаимодействие с вкладышами растрескавшегося поглотителя (1,6%). Максимальное выгорание изотопа ^{10}B в составе вкладышей в нижней части сердечников пэлов не превысило 34%, а распухание – 13%. Химическое взаимодействие, коррозия и растрескивание внутренней поверхности оболочки не зарегистрированы. Дополнительно в рамках тематики поглощающих материалов изучено исходное состояние вкладышей карбида бора разных производителей из синтезированного (СКБ) материала и прессованного порошка (ППКБ). Материал ППКБ показал более высокую (на 4%) кажущуюся плотность. Средние значения ТКЛР (25–1400 °С) образцов СКБ и ППКБ сопоставимы, а предел прочности на высокотемпературное сжатие последнего статистически выше.

Объектом дореакторных исследований явились два сурьмяных элемента для источника нейтронов реактора БН-600 с оболочками из жаростойкого ниобиевого сплава. Целью работы – сравнительный материаловедческий анализ состояния оболочек ампул разных производителей, включая их металлургическое взаимодействие с сурьмяным сердечником. Показано, что ещё до эксплуатации взаимодействие оболочек с сурьмой носит металлургический диффузионный характер с выходом мелких фрагментов сплава в неметалл (рисунок 37). Глубина полного слоя взаимодействия не превышает 60 мкм, утонение оболочки – не более 35 мкм. Механические характеристики оболочек сурьмяных ампул после удаления сердечника находятся на высоком уровне: для комнатной температуры испытания предел прочности составляет не менее 380 МПа при общем относительном удлинении выше 13 %; для 550 °С сохраняются значения выше 170 МПа и 7% соответственно.

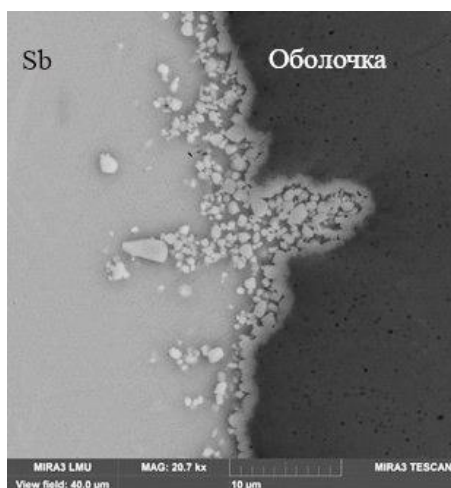


Рисунок 37 - Характер дореакторного взаимодействия сердечника сурьмяного элемента с оболочкой из ниобиевого сплава

М.В. Евсеев, Р.П. Карагерги., С.В. Барсанова.

Исследования состава и распределения оксидных частиц в ДУО сталях при нейтронном облучении методами мёссбауэровской спектроскопии и просвечивающей электронной микроскопии

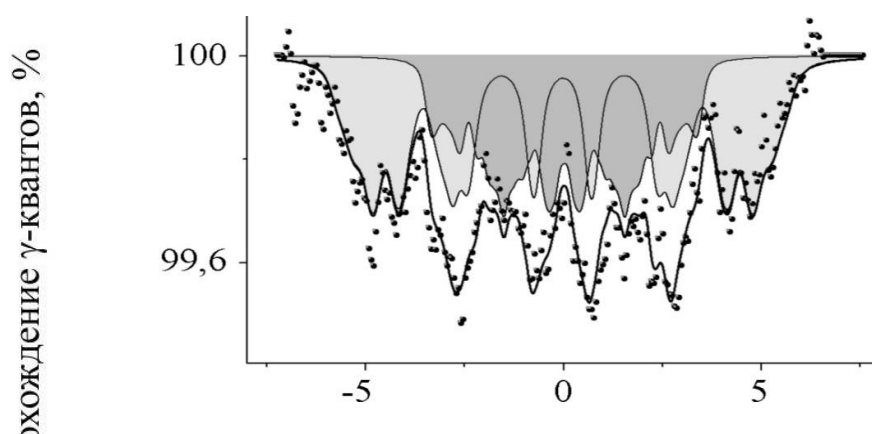
Работа выполнена на образцах сталей ферритно-мартенситного (Ф-М) класса ЭП823 и ЭП823 упрочненной дисперсными оксидами (ЭП823 ДУО) в состоянии поставки и облученных в составе материаловедческой сборки в реакторе БН-600 до повреждающей дозы ~ 80 сна при температуре ~ 500 °С.

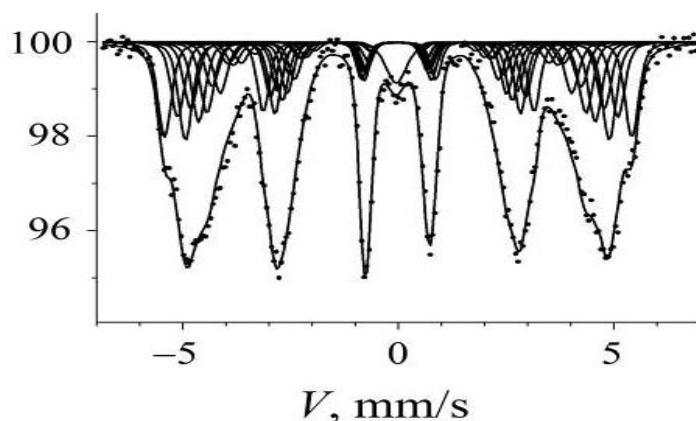
Цель работы — установление влияния механических напряжений, созданных во время облучения на структурно-фазовое состояние Ф-М сталей и устойчивость нанодисперсных упрочняющих оксидов. Давление в трубчатых образцах из оболочек твэлов (Ø 6,9 x 0,4 мм) создавалось за счет металлических сердечников, отличающихся скоростью радиационного распухания.

Исследования проведены с участием ИФМ УрО РАН. Используются методы мёссбауэровской спектроскопии (ИФМ) и просвечивающей сканирующей электронной микроскопии высокого разрешения (ИРМ).

При выполнении работы ИФМ УрО РАН была осуществлена модернизация конструкции мёссбауэровского спектрометра для проведения измерений на образцах, обладающих высокой наведенной активностью, с целью повышения селективности регистрации. Это было достигнуто за счет поворота резонансного конвертора на угол 45 град. по отношению к направлению гамма-излучения. Модификация позволила значительно увеличить селективность резонансной регистрации, уменьшить паразитную составляющую и в результате улучшить качество спектров, получаемых от образцов с высокой наведенной активностью, (рисунок 38).

Мёссбауэровские исследования проведены на образцах сталей ЭП823 и ЭП823 ДУО, в состоянии поставки и после длительных термических отжигов, а также после облучения в условиях квазигидростатического нагружения (КГН), создаваемого твердым наполнителем. Для обработки мёссбауэровских спектров и анализа процессов ближнего атомного перераспределения в работе использовался алгоритм, аналогичный случаю бинарных Fe–Cr сплавов близкого состава с аддитивными изменениями параметров сверхтонкого магнитного взаимодействия ядер ^{57}Fe в зависимости от содержания примеси.





б

Рисунок 38 - Мёссбауэровские спектры и соответствующие функции распределения $p(H)$ для образцов стали ЭП823 ДУО после облучения в составе материаловедческой сборки, полученные на спектрометре с резонансным детектором в штатном положении (а) и после модификации конструкции спектрометра (б)

Показано, что длительный (3436 ч) отжиг при 650 °С образцов стали ЭП823 ДУО приводит к близкому перераспределению атомов по типу расслоения. Создание КГН при температуре облучения ~ 500 °С с дозовой нагрузкой ~ 80 сна по мере изменения формы образца оболочки твэла из сталей ЭП823 и ЭП823 ДУО приводит к усилению процессов распада α -твердого раствора. Распад сопровождается выходом до 3 ат. % хрома из ферритной матрицы с образованием до 5 об. % по железу интерметаллидной χ -фазы и до 2 об. % карбидов.

Мёссбауэровские данные по количеству интерметаллидной χ -фазы, ближнего расслоения по хром, а также показателю магнитной текстуры спектров α -матрицы имеет скоррелированный характер. Установлено, что в условиях облучения нейтронами рост вертикальной составляющей магнитной текстуры сопровождается ростом количества χ -фазы, предположительно создающей механические напряжения перпендикулярные к поверхности мёссбауэровского образца, т.е. в радиальном направлении относительно поверхности трубчатого образца оболочки твэла. Приложенное КГН действует как растяжение в плоскости мёссбауэровского образца, что приводит к обратному увеличению горизонтальной составляющей направления магнитных моментов.

Установлена нерегулярность в зависимости степени распада и интегрального параметра формоизменения. Нерегулярность характеризуется наибольшим ускорением процессов распада и количества χ -фазы в условиях при наибольшем различии значений относительной пластической деформации образца вдоль и поперек оболочки твэла. Таким образом, сопоставление результатов воздействия облучения в реакторе на быстрых нейтронах в зависимости от степени нагружения внутренним давлением трубчатых образцов свидетельствует о существенном ускорении распада твердого раствора сталей ЭП823 и ЭП823 ДУО и формировании интерметаллидной структуры вследствие роста анизотропии напряжений в оболочке твэла в условиях КГН.

Электронно-микроскопические исследования, проведенные на современном просвечивающем сканирующем микроскопе *Talos F200X G2*, введенном в эксплуатацию в 2021 году в АО «ИРМ», подтвердили результаты спектроскопии. Наглядно показано, что в стали ЭП823, в том числе и упрочненной дисперсными оксидами, под облучением происходят существенные фазовые превращения.

Возможности нового оборудования позволили исследовать помимо основной радиационно-стимулированной χ -фазы мелкодисперсные фазы α' (типа ОЦК α -Cr) и

никелид кремния переменного состава Ni_xSi (рисунок 39), кроме того отмечено выпадение мелкодисперсных частиц меди, (рисунок 40).

Фазовые превращения в процессе облучения приводят к уменьшению суммарного содержания основных легирующих элементов в матрице структурно свободного феррита для обоих вариантов стали ЭП823 и ЭП823 ДУО. При этом, чем больше растягивающая деформация, тем сильнее происходит обеднение матрицы. В зернах с мартенситной структурой такая зависимость заметна только для стали ЭП823.

КГН во время облучения приводит для стали ЭП823 к снижению содержания в ферритной матрице хрома, оказывающего основное влияние на характеристики мессбауэровских спектров. Для стали ДУО явного эффекта не наблюдалось. Однако, судя по картам распределения легирующих элементов, следует во всех случаях ожидать обеднения матрицы как по хром, так и по никелю и кремнию, поскольку выпадает большое количество мелкодисперсных фаз, а крупные фазы увеличиваются в размере, (рисунок 39).

С ростом КГН наблюдается изменение морфологии частиц выделений вторых фаз, происходит их укрупнение и частицы приобретают кристаллическую огранку. Очевидно, это может быть обусловлено снижением внутренних напряжений, препятствующих росту правильных кристаллитов когерентно сопряженных с матрицей кубических фаз типа χ , $M_{23}C_6$, M_6C .

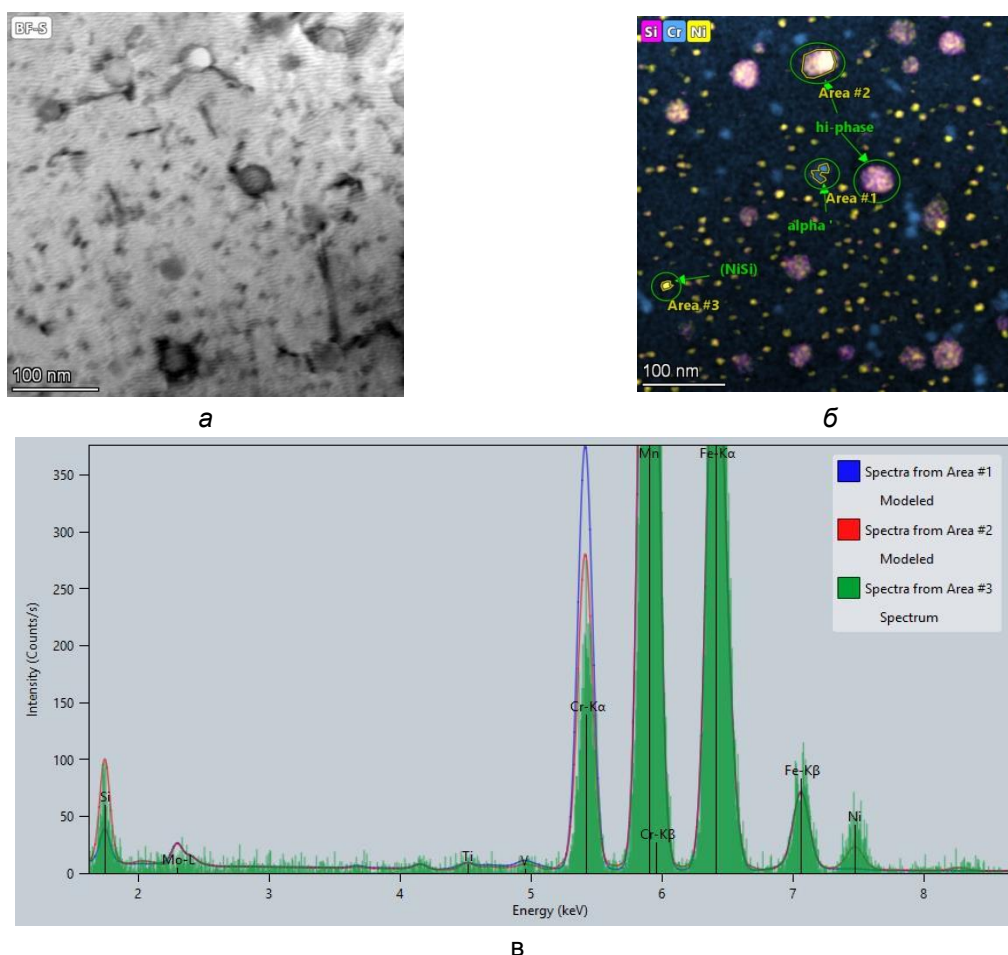


Рисунок 39 – Карты распределения позволили выделить три типа внутризеренных выделений вторых фаз в структуре ферритного зерна – интерметаллидная ОЦК χ -фаза (Cr-Mo-Ni-Si), α' на основе Cr и никелид кремния (Ni_xSi). Сталь ЭП823 в состоянии после облучения без КГН. (а – участок ферритного зерна, б – смешанная карта распределения кремния, хрома и никеля по участку; в – сравнение спектров ХРИ, полученных с выделенных областей, соответствующим α' - фазе (area#1), χ -фазе (area#2) и никелиду кремния (area#3))

Оценка радиационно-индуцированной пористости облученных образцов показала, что для неупрочненной стали ЭП823 размер и концентрация мелких пор не коррелирует со степенью деформации и вклад в формоизменение за счет распухания не превышает сотых долей процента, (рисунок 41). Для упрочненной ДУО стали отмечается прямая зависимость размера и концентрации пор от деформации.

Наблюдаемый эффект может быть обусловлен высоким содержанием в ДУО стали кислорода, диффундирующего из крупных частиц оксидов в ферритную матрицу, стабилизирующего зародыши пор и стимулирующего их дальнейший рост. Показано, что наиболее эффективными путями миграции кислорода в матрицу являются дислокации и границы зерен и субзеренной структуры мартенсита, (рисунок 40).

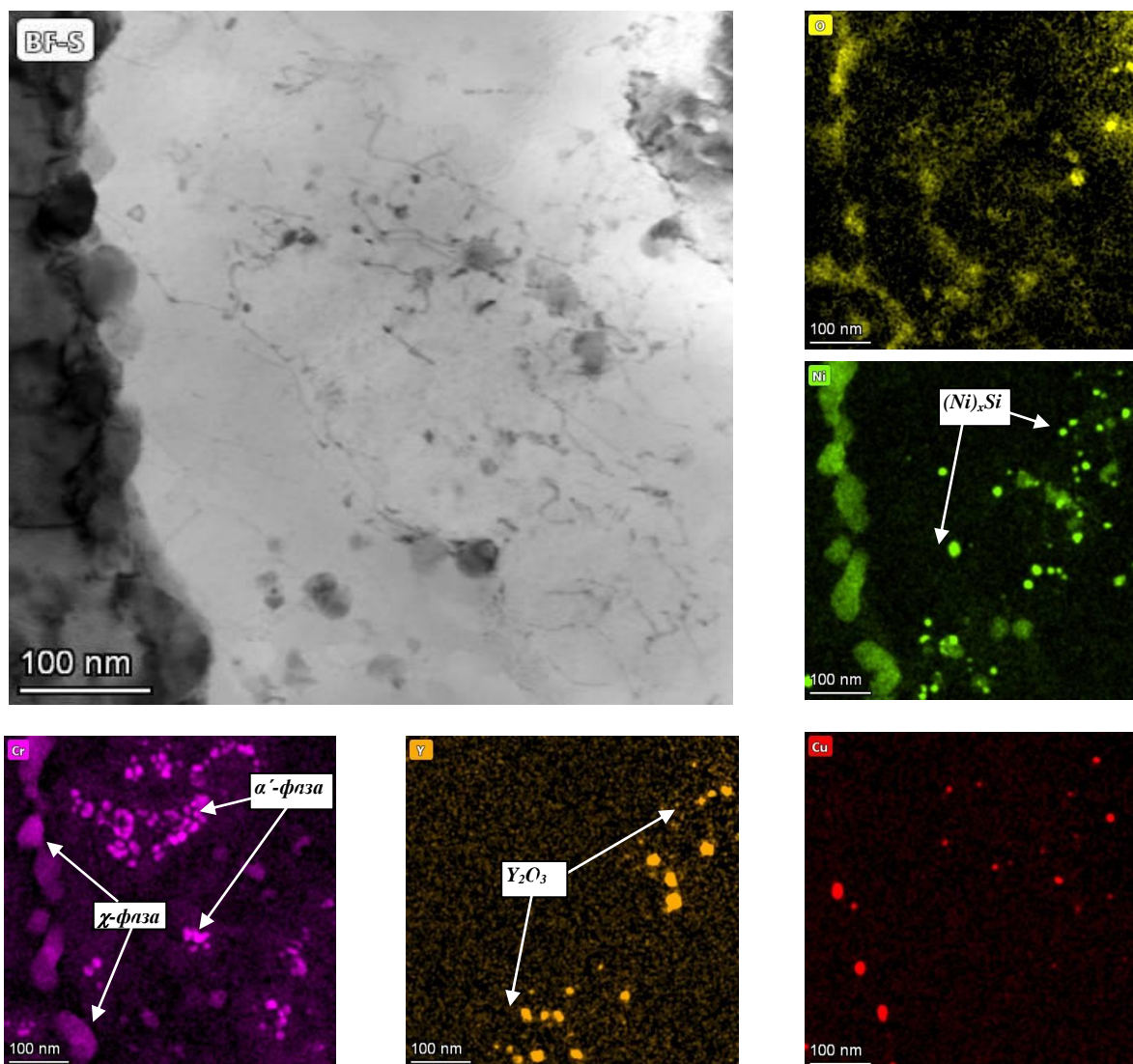
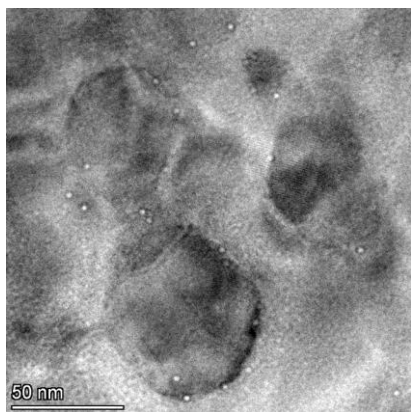
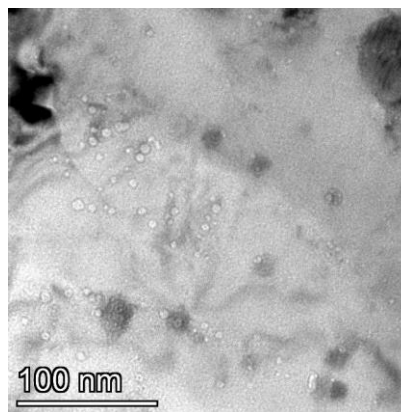


Рисунок 40 – Карты распределения O, Ni, Cr, Y, Cu в области мартенситной структуры. Образец ЭП823 ДУО после облучения с КГН



а



б

Рисунок 41 – Иллюстрация различий в радиационно-индуцированной пористости образцов из стали ЭП823 (а) и ЭП523 ДУО (б) после облучения в одинаковых условиях нагружения внутренним давлением.

В.Л. Панченко, А. Е. Устинов., И.В. Портных.

Создание комплекса методик определения характеристик сопротивления разрушению образцов оболочек твэлов БН после эксплуатации

Работа проводилась в рамках выполнения единого отраслевого тематического плана ЕОТП-МТ-71 В АО «ИРМ» выполнялись работы по созданию комплекса методик определения характеристик сопротивления разрушению образцов оболочек твэлов реакторов на быстрых нейтронах после эксплуатации.

Для исследования механизмов накопления пластических деформаций до образования дефектов в оболочке твэла в условиях эксплуатации, в АО «ИРМ» разработан комплекс методик механических испытаний с различным видом напряженного состояния: испытание кольцевых образцов на внецентренное растяжение и испытание внутренним давлением пластичным наполнителем трубчатых образцов. При внутреннем давлении происходит растяжение оболочки за счет тангенциальных напряжений. При внецентренном растяжении на первом этапе происходит изгиб образца под воздействием момента силы, а на втором - растяжение. Образцы для испытаний использовались с нанесённым на внутреннюю поверхность концентратором напряжений в виде искусственного дефекта. Созданный дефект позволяет локализовать область пластических деформаций, рассматривая напряженно-деформированное состояние в определенной области, соответствующей сечению в вершине искусственного дефекта.

Метод определения характеристик сопротивления разрушению при испытании внецентренным растяжением кольцевых образцов основан на передаче усилия от захватов разрывной машины к свободным концам кольцевого образца и представлен на рисунке 42.

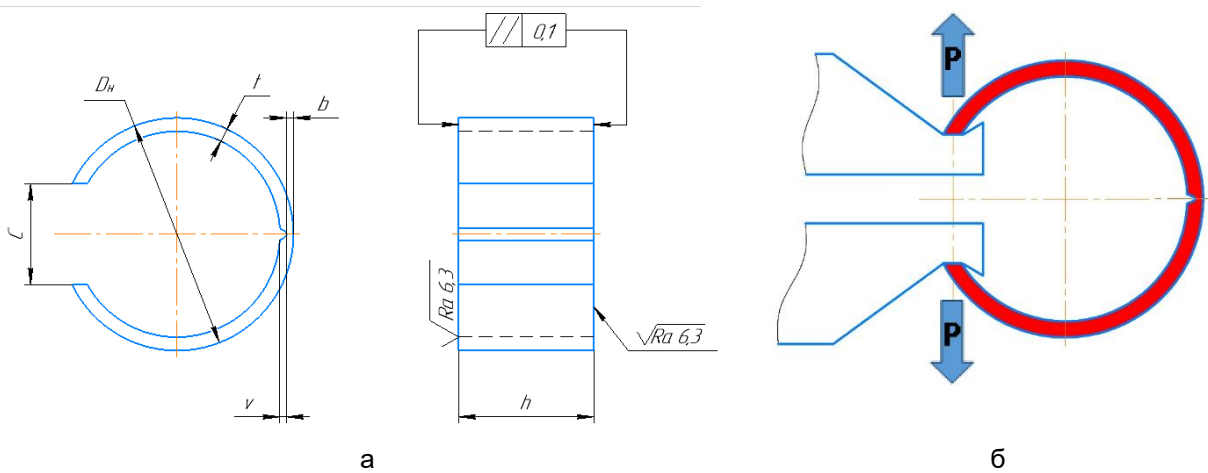
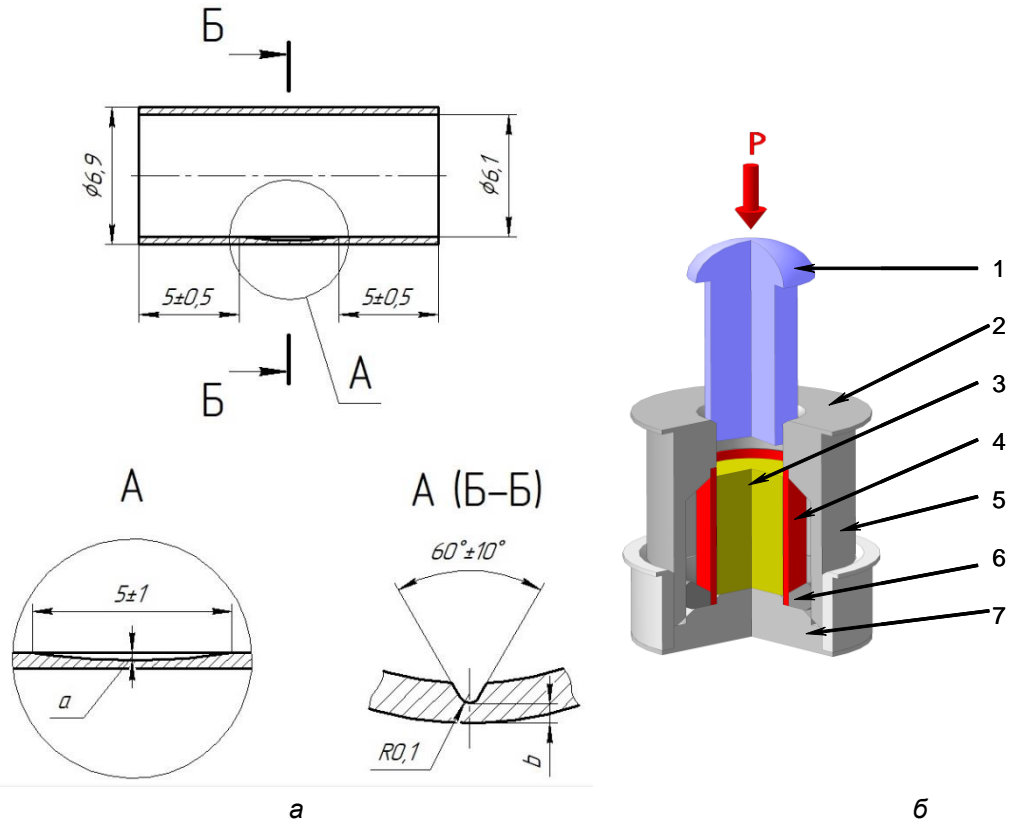


Рисунок 42 – Эскиз кольцевого образца (а) и схема испытания (б) внецентренным растяжением

Метод определения характеристик сопротивления разрушению при испытании внутренним давлением трубчатых образцов с концентратором напряжений основан на передаче усилия от разрывной машины к внутренней поверхности образца трубы через твердый пластичный материал, рисунок 43.



1 – подвижный плунжер (шток); 2 – верхняя оправка; 3 – наполнитель; 4 – образец; 5 – корпус; 6 – нижняя оправка; 7 – корпус – основание

Рисунок 43 – Эскиз трубчатого образца и схема устройства (б) для испытания внутренним давлением пластичным наполнителем

Анализ напряжений и деформаций в вершине надреза при реализации различных схем нагружения проводили с помощью специализированного программного обеспечения, разработанного на основе механики разрушения. К реологическим механическим характеристикам этого аппарата, которые отражают способность материала образца сопротивляться деформированию при создании в нем локальных

напряжений, можно отнести пластическую деформация сдвига (λp), сопротивление пластической деформации ($\Sigma\sigma_S$) и коэффициент напряженного состояния (S_0/τ) В качестве характеристики предельного механического состояния используется поврежденность (ω), которая характеризует степень использования запаса пластичности материала. Начальная поврежденность исходного материала равна 0. Состояние облученных образцов характеризуется наличием дополнительных структурных неоднородностей, микродефектов, вызванных воздействием потока нейтронов, и по сравнению с исходным материалом она изменяется, в зависимости от продолжительности облучения, от 0 до 1. Поврежденность равная единице означает разрушение материала, поскольку степень деформации достигает значений предельной пластичности. При облучении приращение поврежденности зависит не только от пластической деформации, но и от структурных неоднородностей, вызванных действием ионизирующего излучения, температуры, внутритвальной атмосферы и других факторов. Для понимания процессов разрушения материалов важно знать напряжения и деформации в момент начала разрушения образца, локализованные в вершине трещины. Начало образования и продвижения трещины соответствует достижению поврежденности на локальном участке равной 1.

В качестве материала для испытаний образцов оболочек твэлов комплексом методик было выбрано два вида сталей, предназначенных для изготовления оболочек твэлов быстрых реакторов: ЭП823ДУО без облучения и ЭК164 в исходном и облученном состояниях. Образцы из стали ЭП823ДУО были предварительно подвергнуты закалке от температуры 1050 °С для имитации охрупчивания материала после облучения. Для расчета напряженно деформированного состояния в работе были определены характеристики упругости исследуемых материалов, диаграммы сопротивления деформации и пластичности материалов. После испытаний были проведены фрактографические и СЭМ исследования.

На основании полученных результатов исследований получили характеристики предельной пластичности при различных механизмах нагружения, теоретическое представление о напряженно-деформированном состоянии при испытании. Теоретические расчеты позволяют оценить поврежденность материала, накопленную при эксплуатации.

Рассчитанные в этой работе характеристики НДС соответствуют максимальным значениям напряжений и деформаций на внутренней поверхности образца в момент начала образования и продвижения трещины.

Процедура валидации расчетной диаграммы испытания и диаграммы реально испытанных образцов, позволяет учитывать состояние материала после облучения при расчетах характеристик НДС. Использование для расчетов НДС комплекса методик позволяет более точно оценить состояние материала, описываемое диаграммой пластичности, диаграммой деформационного упрочнения, поврежденности и другими характеристиками.

Сопоставление результатов, полученных двумя методами показывает, что при внецентренном растяжении кольцевого образца реализуется более жесткая схема нагружения, чем при испытании внутренним давлением трубчатых образцов. При этом напряжения и деформации в вершине трещины ниже для кольцевого образца по сравнению с трубчатым. Соответственно, и расчетные характеристики эффективного напряжения в вершине трещины ниже по сравнению с результатами испытаний трубчатых образцов.

С целью оценки влияния глубины коррозионных трещин на напряженно деформированное состояние образцов при испытаниях были проведены расчеты с

параметрами предполагаемой трещины различной глубины от 0,001 до 0,200 мм. Расчеты НДС проводили для материала ЭК164 х.д. после облучения из газовой полости, верха и низа активной зоны. На основании проведенных расчетов напряженно-деформированного состояния от глубины трещины получены зависимости изменения характеристик НДС в вершине трещины: лямда пластической (λ_p) и сопротивления деформации SigmaS (σ_s) в момент страгивания трещины от глубины моделируемой трещины (рисунок 44).

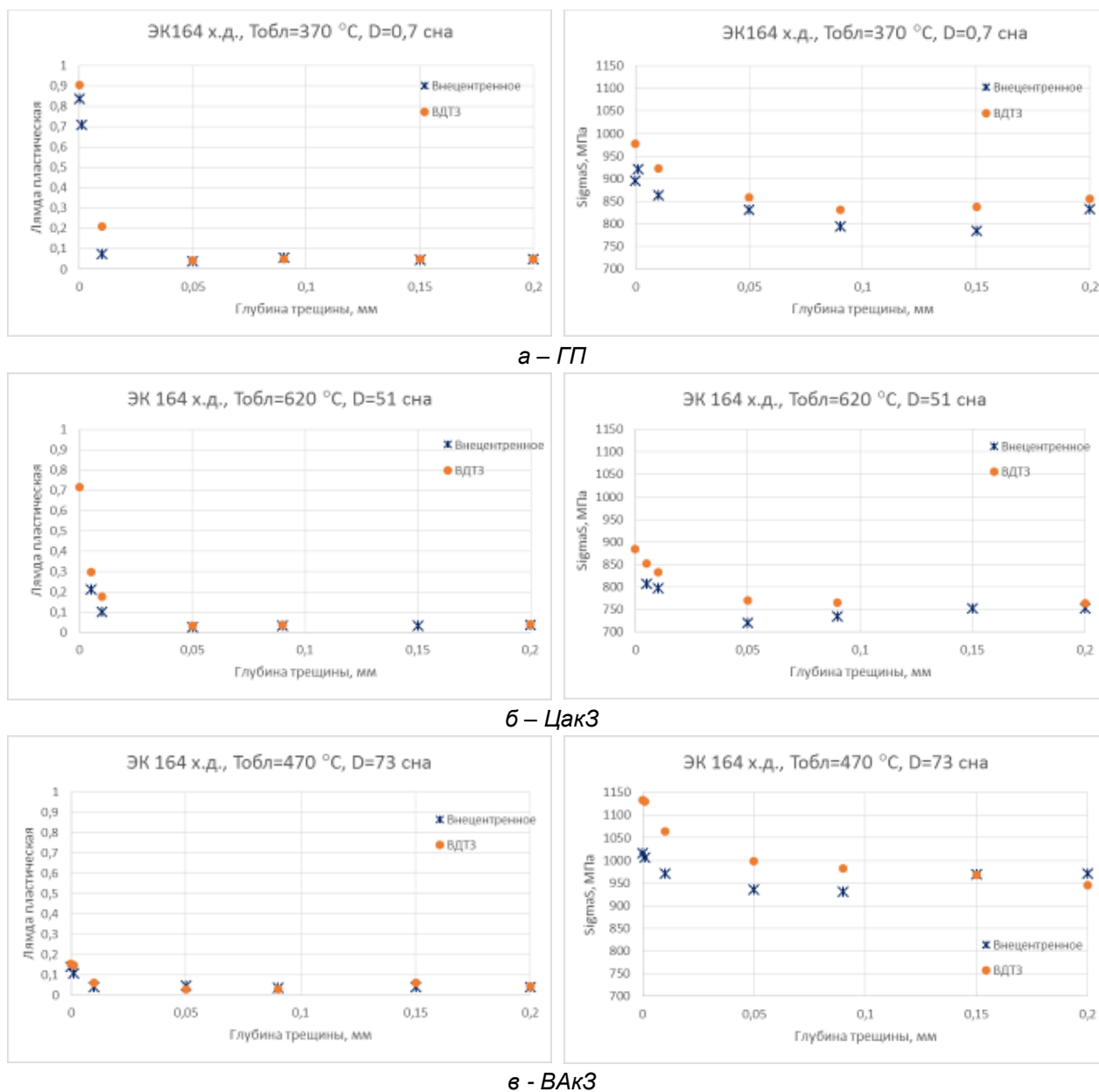


Рисунок 44 – Изменение лямда пластической (λ_p) и сопротивления деформации SigmaS (σ_s) от глубины трещины для стали ЭК 164 х.д.

Из полученных данных видно, что изменение характеристик НДС от глубины трещины, полученные по двум методикам, очень близки по значениям и характеру зависимостей. При изменении глубины трещины от 1 до 10 мкм происходит резкое снижение пластичности и сопротивление деформации материала в вершине трещины, а при дальнейшем увеличении ее глубины эти значения остаются на минимальном уровне. В таблице приведены расчетные минимальные и максимальные значения λ_p и сопротивления деформации при испытаниях комплексом методик образцов с трещиной.

Материал	Значения	λ_p , %	σ_s , МПа
ЭК164 х.д., ГП D=0,7 сна Тобл=370 °С	Максимальные	90	980
	Минимальные	4,0	785
ЭК164 х.д., ВАКЗ D=51сна Тобл=620 °С	Максимальные	70	880
	Минимальные	2,6	720
ЭК164 х.д., ЦАКЗ D=73сна Тобл=470 °С	Максимальные	15	1100
	Минимальные	3,0	930

Расчетные значения характеристик НДС при испытаниях комплексом методик образцов с трещиной

Разработанный комплекс методик позволяет получить дополнительную информацию о влиянии концентраторов напряжений, возникающих при эксплуатации, на напряженно деформированное состояние оболочки твэла. Полученные характеристики показывают поведение материала при кратковременных испытаниях. Для определения предельных характеристик материала при эксплуатации твэлов в ядерном реакторе необходимо учитывать давление газообразных продуктов деления на оболочку, изменение характеристик поврежденности (накопления дефектов структуры) в процессе эксплуатации. Кроме того, следует учитывать, какое внутреннее давление испытывает оболочка при эксплуатации и как оно изменяется во времени.

Полученные результаты свидетельствуют о целесообразности дальнейшего развития комплекса методик и их применения при исследовании оболочек твэлов после эксплуатации.

С.В. Барсанова, М.В. Евсеев, Р.П. Карагерги, А.Г. Нежданов.

ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И РАО. КОРРОЗИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

Разработка технологических основ процессов обращения с облученными циркониевыми материалами, последующего перевода их в кондиционированную форму с наименьшей стоимостью захоронения

В настоящее время в РФ имеется 11 энергоблоков с реакторами РБМК-1000, из которых 9 энергоблоков являются действующими и 2 блока находятся в стадии вывода из эксплуатации (1-й блок ЛАЭС, остановлен в 2018 г., 2-й блок ЛАЭС остановлен в 2020 году). Намечены даты останова 2, 3 и 4-го энергоблоков ЛАЭС: соответственно 2024 и 2026 гг, 1-го блока КуАЭС – 2021 год.. Для энергоблоков ЛАЭС разработаны программы вывода из эксплуатации.

За время эксплуатации в каждом энергоблоке РБМК-1000 будет использовано по два комплекта топливных каналов (ТК) и каналов системы управления защитой (КСУЗ) из сплава Э125 (Zr-2,5 % Nb). Один комплект состоит их 1661 шт. ТК и 227 шт. КСУЗ. Таким образом, на всех 11 энергоблоках РБМК-1000 будет наработано 36 550 шт. ТК и 2 500 шт. КСУЗ общей массой ~2 100 тонн с общим объемом ~1 900 м³.

В процессе эксплуатации ТК и КСУЗ в их объеме происходит наработка β и γ -излучающих радионуклидов ⁵⁴Mn, ⁶⁰Co, ⁹⁴Nb, ⁹⁵Zr, ⁹⁵Nb, ¹⁸²Ta, а также чисто β -излучающих радионуклидов ³H, ¹⁴C, ³⁵S, ³⁶Cl, ⁴⁵Ca, ⁹³Zr. Из них ⁹⁴Nb, ¹⁴C, ³⁶Cl и ⁹³Zr являются долгоживущими радионуклидами с $T_{1/2} > 30$ лет.

Основная активность ТРО (ТК и КСУЗ) на ~99,2 % определяется активностью долгоживущего ⁹⁴Nb, при этом его объемная доля составляет всего около 2 %.

Удельная активность ⁹⁴Nb в ТК и КСУЗ равна $3,4 \cdot 10^6$ Бк/г, что соответствует 2 классу ТРО (в соответствии с Постановлением Правительства РФ № 1069 от 19 октября 2012 года). Учитывая, что ⁹⁴Nb является долгоживущим изотопом ($T_{1/2} = 2 \cdot 10^4$ лет > 30 лет),

то захоронение ТК и КСУЗ в соответствии с Постановлением Правительства РФ № 1069 от 19 октября 2012 года должно осуществляться в пунктах глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО). При этом, захоронение ТРО должно осуществляться с соблюдением критериев приемлемости РАО к данному ПГЗРО и соблюдением требований к упаковке.

До настоящего времени, в РФ вопрос о технологии обращения с РАО в виде топливных каналов и каналов СУЗ РБМК из циркониевых сплавов, в том числе подготовки их к захоронению, практически не поднимался. Остановка энергоблоков РБМК и вывод их из эксплуатации ставит эту проблему в разряд приоритетных.

Таким образом, весьма актуальным является вопрос о проведении анализа возможных технологий переработки ТК и КСУЗ, направленных на:

- снижение объемов ТРО,
- разделение ТРО на ВАО, содержащих, в основном, радионуклиды ^{94}Nb и ^{60}Co , и РАО, содержащих низко активные радионуклиды циркония.

«Сухие» высокотемпературные методы переработки не приводят к разбавлению трития и значительному увеличению объемов РАО. Так же, в нормальных условиях, все образующиеся промежуточные продукты являются твердыми, что обеспечивает их большую безопасность по сравнению с водными и органическими растворами, содержащими радионуклиды.

Одним из перспективных (по объему образующихся вторичных продуктов) способов обращения является метод электрорафинирования в расплавах хлоридов щелочных металлов.

В рамках проекта Единого Отраслевого Тематического Плана были проведены работы по характеристике облученных топливных каналов и каналов СУЗ реакторов типа РБМК после установленного срока эксплуатации. Установлено наличие на внутренней поверхности циркониевых труб отложений переменного состава – оксиды Al, Fe, Mn, Zr, Nb. При этом, после проведения дезактивации азотнокислыми растворами оксиды Nb и Zr остаются на поверхности, при этом в дезактивационных растворах были обнаружены радионуклиды Fe, Mn, Zr, Nb, что приводит к образованию вторичных жидких радиоактивных отходов.

При определении радионуклидного состава, после 30 лет эксплуатации были обнаружены следующие дозообразующие компоненты, представленные в таблице.

Нуклид	Активность удельная, Бк/г
^{60}Co	$1.22 \cdot 10^6$
^{94}Nb	$8.11 \cdot 10^6$
^{137}Cs	$3 \cdot 10^3$
^{36}Cl	менее $3.6 \cdot 10^6$
^{93}Zr	менее $1.6 \cdot 10^4$

Радионуклидный состав (долгоживущих продуктов активации) облученных ТК и КСУЗ после 30 лет эксплуатации

Таким образом видно, что селективное извлечение циркония из облученного материала приведет к снижению класса опасности получаемого продукта до 3.

Для селективного извлечения циркония был предложен метод электрорафинирования в расплавах щелочных металлов в аргоновой атмосфере. В результате был получен металлический цирконий с коэффициентом очистки - 10^3 , выход составил более 90%

после однократного проведения электрорафинирования. Использование современных конструкций электрорафинера позволит осуществить две и более стадии очистки (при необходимости). Качество получаемого металлического осадка было подтверждено гамма-спектрометрией и РФА.

По результатам проведенных исследований была предложена принципиальная схема обращения с облученными циркониевыми материалами. Схема представлена на рисунке 45

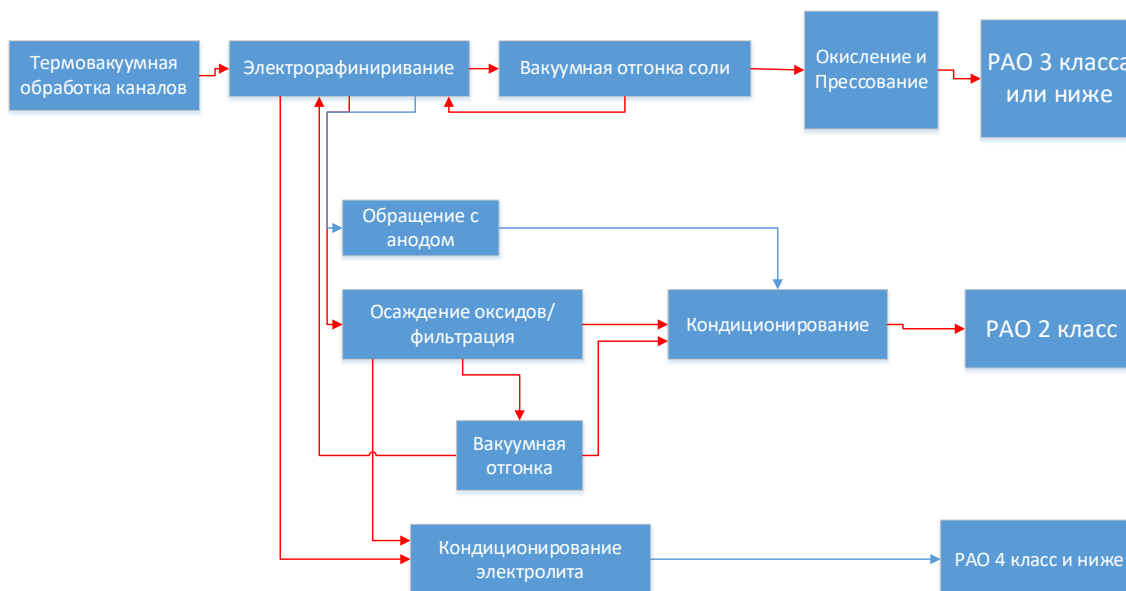


Рисунок 45 – Принципиальная схема обращения с облученными циркониевыми материала

Была проведена оценка объемов радиоактивных отходов с учетом кондиционирования и контейнеризации:

–Без выделения циркония – $3\text{-}9 \cdot 10^3$ м³ РАО 2 класса, (в зависимости от конечной формы);

–С выделением циркония – $2\text{-}6 \cdot 10^2$ м³ РАО 2 класса и $0,4\text{-}7 \cdot 10^3$ РАО 3 класса.

Ожидаемый экономический эффект от переработки всего объема каналов - 5,6 млрд. рублей с возможностью увеличения до 15,1 млрд. рублей

Нечаев П. И., Хвостов С.С., Лапин Ю.В.

Проведение испытаний существующих установок в обоснование технологических решений по созданию ПРК

В настоящее время продолжается реализация проекта «Создание Полифункционального Радиохимического исследовательского Комплекса» в рамках ФЦП ЯЭНП – «горячей» лаборатории нового поколения для совершенствования и экспериментальной проверки на промышленном масштабе производительности технологий переработки ОЯТ и обращения с РАО. Завершена корректировка проектной и планируется корректировка рабочей документации ПРК, связанная с оптимизацией объекта по результатам НИОКР прошлых периодов и исправлению погрешностей проектирования, строительно-монтажные работы вышли выше уровня грунта. Все вышесказанное остро ставит задачу перехода от разработки отдельных узлов, аппаратов и систем к испытаниям опытных образцов и размещению заказов на комплект оборудования ПРК. Для осуществления этого перехода в 2016 году проведен ряд НИОКР по завершению цикла разработки основного оборудования ПРК.

Основной единицей исследований в ПРК является снаряженный технологическим оборудованием УТМ – именно в нем проверяется технологический передел той или иной технологии. В рамках данной работы планировалось осуществить испытания опытного образца системы охлаждения и регенерации инертной атмосферы. Проверить работоспособность, соответствие заявленным в техническом проекте параметрам.

В ходе выполнения работ по испытанию систем охлаждения и регенерации инертной атмосферы УТМ была показана необходимость создания универсального гнезда фильтр-картриджа. В связи с широкой номенклатурой исследований проводимых в УТМ, необходимо предусмотреть возможность локализации радиоактивных газов и поддержания качества атмосферы внутри УТМ. Для решения данной задачи был разработан технический проект обогреваемого гнезда фильтр-картриджа.

В результате проведенных испытаний системы охлаждения и регенерации инертной атмосферы УТМ была установлена необходимость в корректировке конструкции, в частности замены блоков удаления кислорода и блоков удаления воды на гнездо (посадочное место) фильтр-картриджа и фильтр картридж. Из конструкции были удалены дополнительный вентилятор, добавлена запорная арматура.

По результатам проведенных испытаний модернизированной системы охлаждения и регенерации инертной атмосферы видно, что происходит саморазогрев газа в ходе движения по трубопроводу. Для снижения влияния данного фактора предлагается рассмотреть возможность увеличения диаметра трубопровода до 200 мм.

Показано, что при подаче 10 кВт тепловой энергии, модернизированная система охлаждения и регенерации инертной атмосферы способна отводить все подаваемое тепло и температура газа на входе в УТМ не превышает 7 °С. При этом, наблюдается значительный нагрев воздуходувки, что может при длительной эксплуатации сказываться на уплотнительных соединениях. Предлагается рассмотреть возможность расположения воздуходувки после блока охлаждения, для снижения тепловой нагрузки на нее.

Модернизированная система охлаждения и регенерации инертной атмосферы успешно прошла испытания и полностью соответствует требованиям, предъявленным в техническом проекте.

В результате испытаний оборудования установки упаривания САО были выданы рекомендации, приведенные ниже.

По применяемым выпарным аппаратам:

Испытания показали расхождение экспериментально заложенных в ТП показателей и полученных в ходе данных испытаний. Следует доработать конструкцию аппарата упаривания для уменьшения теплопотерь и снижения образующейся паразитной флегмы. Кроме того, предложенные для данного узла кипяточные трубы требуют дополнительных ресурсных испытаний с возможностью последующего изменения конструкции.

По ректификационной колонне:

Испытания показали расхождение экспериментально заложенных в ТП показателей и полученных в ходе данных испытаний. Необходимо внести изменения в конструкцию ректификационной колонны с изменением её обвязки (введения парогазовой смеси в центр колонны, введение дополнительных потоков флегмы) рассмотреть возможность внесения изменений в технологическую обвязку всей установки упаривания САО. Для реализации замыкания (полного или частично) водо- и кислото- оборота ПРК следует доработать узел ректификации с выходом на проектные показатели регенерированной азотной кислоты, а именно 12 моль/л и снижение концентрации в ней фторид иона.

В ходе работы показано достижение требуемой производительности аппарат упаривания, при этом показано наличие значительного каплеуноса, что не позволяет достичь требуемого коэффициента разделения - 106.

Показана необходимость пересмотра конструкции ректификационной колонны для увеличения производительности по паровой фазе и снижении концентрации кислоты в отходящей паровой фазе.

Одной из основных операций при обращении с ОЯТ является операция высокотемпературной обработки. Данная операция позволяет перевести ОЯТ в удобную для последующего обращения химическую форму и удалить легколетучие продукты деления из топлива, что снижает последующую радиационную нагрузку на технологические среды и снижает объем промежуточных РАО.

Таким образом, одной из задач работы является обоснование степени вариативности операции высокотемпературной обработки ОЯТ. Определена возможность использования выбранного конструкционного материала (жаропрочного сплава) для создания универсального реактора высокотемпературной обработки ОЯТ, позволяющего проводить операции при температурах до 1200 °С в различных атмосферах (вакуум до 100 Па, воздух, кислород, азот).

В ходе выполнения работы были проведены материаловедческие исследования трех жаропрочных сплавов (сталь 20Х23Н18, никелевые сплавы ХН70Ю и ХН78Т) после термической обработки в вакууме (100 Па), в атмосфере азота (чистота 99,999%), воздуха и кислород. Исследования включали в себя: определения приращения массы, исследование методом сканирующей электронной микроскопии с рентгеноспектральным микроанализом, рентгенофазовый анализ (в том числе, с *in situ* нагревом), определение механической прочности на растяжении.

В результате проведенных исследований было показано, что термообработка в вакууме при 1200 °С не приводит к внешним изменениям образцов сплавов, но на микроуровне наблюдается диффузия примесных элементов, что по всей видимости, является причиной хоть и незначительного, но снижения прочностных характеристик.

При термообработке в атмосфере азота при 900 °С происходит образование оксидов даже при незначительном (менее 0,001%) содержании кислорода, т.к. количество прошедшего объема газа оказывается достаточным для частичного окисления материалов. Это необходимо учитывать при дальнейшем проектировании оборудования при использовании атмосферы азота.

При термообработке в атмосфере воздуха и кислорода сталь нельзя применять даже при 900 °С, т.к. происходит интенсивное образование оксидного слоя.

Наиболее устойчивым к окислению, по данным СЭМ-РСМА оказывается сплав ХН78Т. Однако в атмосфере кислорода преимущество оказывается у сплава ХН70Ю.

По совокупности характеристик, использование стали 20Х23Н18 оправдано только при использовании в вакууме и в атмосфере азота при 900 °С, а наиболее универсальным материалом оказывается сплав ХН70Ю.

Стоит отметить, что во всех средах (кроме вакуума) на всех сплавах образуется оксидная пленка (оксиды железа, хрома, алюминия, частично никеля и кремния). При абразивном действии порошка ОЯТ во вращающемся барабане эти оксиды будут попадать в ОЯТ, который в дальнейшем будет перерабатываться. Увеличение количества примесей указанных элементов необходимо учитывать при разработке схему переработки ОЯТ. Снизить негативное действие попадания оксидного слоя в ОЯТ можно при использовании внутренних керамических вставок.

П.И. Нечаев, С.М. Клюкин

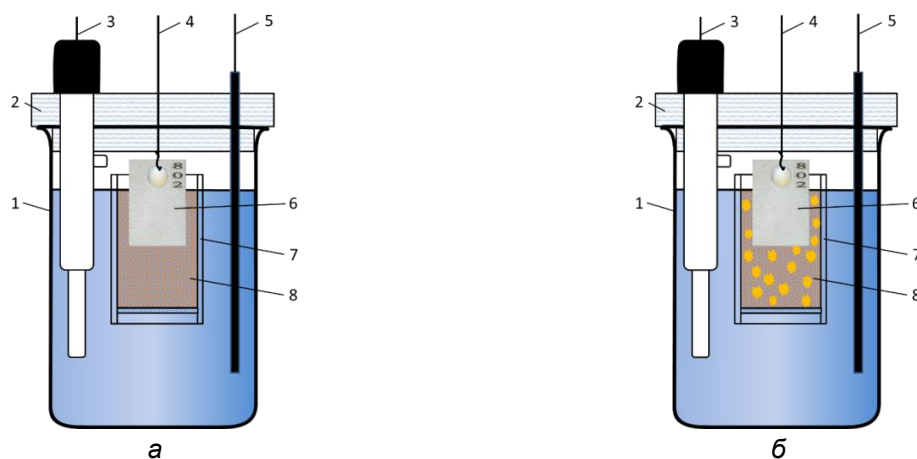
Исследование влияние температуры, содержания хлор-ионов в воде и облучения на питтинговую коррозию стали AISI 316L

В результате аварии на АЭС «Фукусима - Дайичи» с разрушением энергоблоков и повреждением хранилищ отработавшего топлива (ОЯТ) образовалось большое количество жидких радиоактивных отходов (ЖРО), содержащих высокоактивные и долгоживущие радионуклиды и высоко агрессивную в коррозионном отношении морскую воду. С целью предотвращения загрязнения окружающей среды практически с самого начала аварии начались работы по очистке образовавшихся ЖРО от радионуклидов. Для очистки этих ЖРО используются сорбционные колонны KURION и SARRY, изготовленные из коррозионностойкой стали AISI 316L, заполненные на всю высоту цеолитами и предназначенные для сорбции высокоактивных радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr .

С коррозионной точки зрения в технологии обращения с колоннами KURION и SARRY имеются три основные стадии, способные оказывать влияние на коррозионные процессы на поверхности стали AISI 316L внутри колонн KURION и SARRY и на ресурс их работоспособности. Это начальная стадия эксплуатации колонн в режиме сорбции высокоактивных радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr из ЖРО с высокими уровнями содержания хлор-ионов. Длительность начальной стадии может составлять от 4 до 7 суток. Вторая стадия является подготовительной для завершающей стадии длительного хранения колонн KURION и SARRY и заключается в проведении промывки пресной водой содержимого колонн с целью снижения содержания хлор-ионов в воде до нормативного уровня 2-10 ppm. Длительность второй стадии составляет ~ 4 часа. Далее производится слив воды до уровня нижнего диффузора колонн KURION и SARRY и установка колонн на длительное (до 50 лет) хранение. Обоснование длительности ресурса работоспособности колонн KURION и SARRY остается открытым. Поэтому вопросы коррозионного поведения стали AISI 316L на всех стадиях обращения с колоннами и особенно в процессе длительного хранения при параметрах колонн KURION и SARRY являются актуальными. Из анализа конструктивных особенностей и условий эксплуатации на протяжении жизненного цикла сорбционных колонн KURION и SARRY следует, что одним из вероятных механизмов развития коррозионных процессов на поверхности стали AISI 316L внутри колонн может быть питтинговая коррозия.

В работе представлены результаты электрохимических исследований влияния основных факторов, которые являются определяющими на длительность ресурса работоспособности сорбционных колонн KURION и SARRY, а именно, температуры, β, γ -облучения и содержания хлор-ионов в разбавленной и насыщенной искусственной морской воде на показатели питтинговой коррозии образцов основного металла стали AISI 316L, находящихся в контакте с цеолитом.

Электрохимические исследования образцов основного металла стали AISI 316L проводили методом потенциодинамической поляризации в соответствии с рекомендациями ГОСТ 9.912-89 при 25 и 75 °C в разбавленной и насыщенной искусственной морской воде с содержанием Cl^- 100, 10000 и 29000 ppm. Исследования проводили с использованием электрохимической станции марки ZIVEMP5 и трехэлектродной электрохимической ячейки. Электродом сравнения служил хлорсеребряный электрод марки ЭСр-10103, а вспомогательным электродом – платиновый электрод марки ЭРП-101. Для характеристики коррозионного поведения стали AISI 316L определяли потенциалы свободной коррозии E_c , питтингообразования E_b , репассивации E_{rp} и базисы питтингостойкости ΔE_b и ΔE_{rp} , равные соответственно $\Delta E_b = E_b - E_c$ и $\Delta E_{rp} = E_{rp} - E_c$. В процессе проведения электрохимических исследований образцы стали располагались в стеклянном боксе с пористым дном, заполненном цеолитом (рисунок 46).



а – без содержания радионуклидов; б – с содержанием радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr ; 1 – корпус ячейки; 2 – крышка ячейки; 3 – электрод сравнения; 4 – рабочий электрод; 5 – вспомогательный электрод; 6 – образец; 7 – стеклянный бюкс с пористым дном; 8 – цеолит
Рисунок 46 – Схема трехэлектродной электрохимической ячейки

В качестве цеолита был выбран природный клиноптилолит, способный одновременно сорбировать радионуклиды ^{137}Cs и ^{90}Sr , являющиеся основными источниками ионизирующего облучения в сорбционных колоннах KURION и SARRY. Для исследования влияния β, γ -облучения проводили насыщение цеолита радионуклидами ^{137}Cs и ^{90}Sr до суммарной мощности поглощенной дозы в воде, равной $\sim 4,9 \cdot 10^{-2}$ Гр/с.

На рисунке 47 приведены характерные виды потенциодинамических зависимостей образцов основного металла при 25 и 70 °С в разбавленной и насыщенной искусственной морской воде с содержанием 100, 10000, 29000ppm для условий без облучения и при совместном воздействии β, γ -облучения с мощностью поглощенной дозы $4,9 \cdot 10^{-2}$ Гр/с.

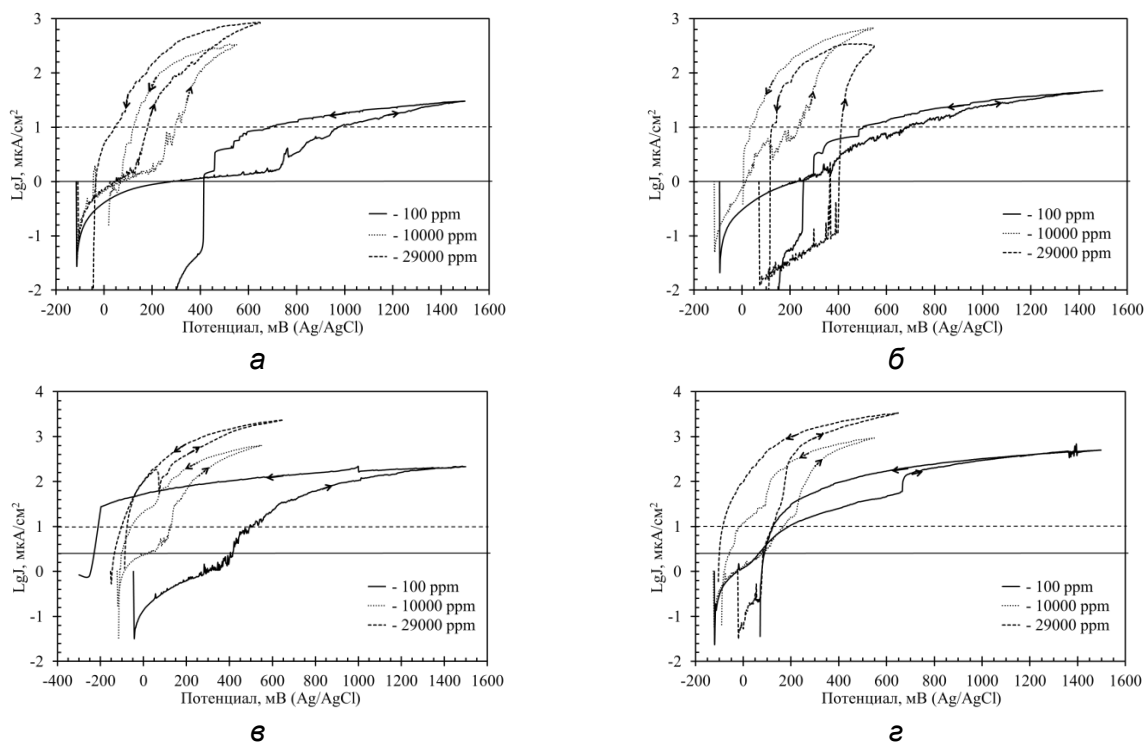


Рисунок 47 – Вид потенциодинамических зависимостей при 25 (а, б) и 70 °С (в, г) в условиях без облучения (а, в) и при воздействии β, γ -облучения с мощностью поглощенной дозы $4,9 \cdot 10^{-2}$ Гр/с (б, г) в разбавленной и насыщенной искусственной морской воде с содержанием хлор-ионов 100, 10000 и 29000 ppm

Согласно данным, приведенным на рисунке 47, с увеличением содержания хлор-ионов в воде наблюдается смещение потенциодинамических зависимостей в область меньших значений потенциалов при обеих температурах исследований, а также в условиях облучения.

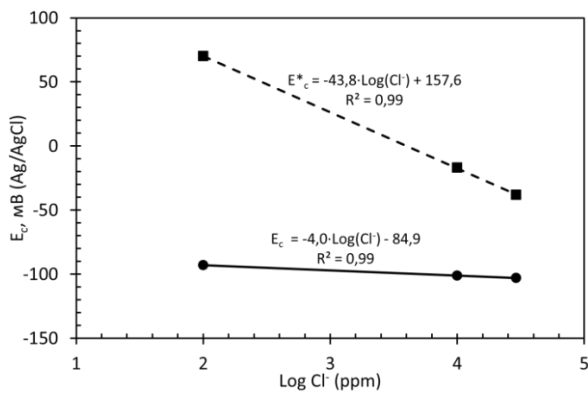
Результаты обработки данных, приведенных на рисунке 47, представлены на рисунке 48 в виде зависимостей потенциала коррозии E_c , потенциала питтингообразования E_b , потенциала репассивациипиттингов E_{rp} и базиса питтингостойкости ΔE_b основного металла стали 316L от содержания хлор-ионов в воде для 25 и 70 °С для условий вне облучения и под облучением.

Согласно данным, приведенным на рисунке 48 а, потенциал коррозии стали E_c при 25 °С, находящейся в воде в контакте с клиноптилолитом, практически не зависит от содержания хлор-ионов в воде и находится в пределах от ~107 мВ (Ag/AgCl) при $[Cl^-]=100$ ppm до ~114 мВ (Ag/AgCl) при $[Cl^-]=100$ ppm (рисунок 48а). Совместное β, γ -облучение при 25 °С приводит к смещению значений потенциала коррозии E_c в положительном направлении практически во всем исследованном диапазоне содержания хлор-ионов в воде (рисунок. 48 а). Однако наибольший сдвиг E_c , достигающий ~165 мВ наблюдается в области малых значений содержания хлор-ионов в воде на уровне 100 ppm. С увеличением содержания Cl^- в воде величина сдвига E_c снижается, достигая ~85 и ~65 мВ соответственно при 10000 и 29000 ppm (рисунок 48а). С повышением температуры с 25 до 70 °С явление сдвига потенциала коррозии E_c в положительном направлении сохраняется (рисунок 48 б). Однако величина сдвига E_c снижается до ~ 100 мВ при $[Cl^-]=100$ ppm и практически исчезает при более высоких значениях содержания хлор-ионов в воде, равных 10000 и 29000 ppm (рисунок 48 б).

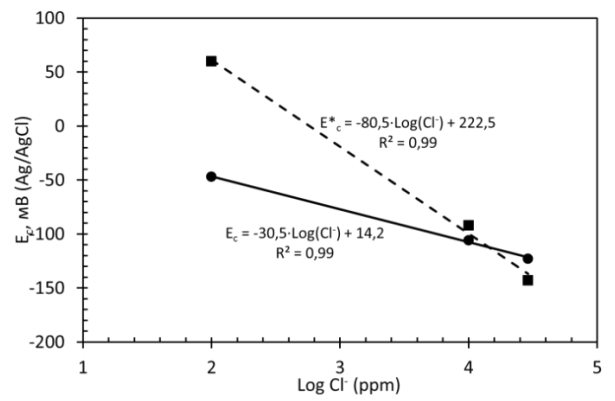
Подобного рода явления сдвига потенциала коррозии в положительном направлении под действием γ -облучения наблюдались на многих материалах (Ti, углеродистые и нержавеющие стали, сплавы Co, Co-Cr и Ni-Cr-Fe) и связывались с явлениями радиолиза среды, а, именно, с образованием перекиси водорода. Меньший сдвиг E_c в воде при 70 °С можно объяснить меньшей растворимостью кислорода в воде при 70 °С по сравнению с 25 °С и соответственно меньшим выходом перекиси водорода под облучением. Снижение значений сдвига E_c при 25 °С в области высоких содержаний хлор-ионов в воде обусловлено явлениями подавления радиолиза в высококонцентрированных водных растворах, а при 70 °С снижение значений сдвига E_c в условиях облучения практически до нуля обязано обоим вышеуказанным явлениям.

При 25 °С значения потенциалов питтингообразования E_b и репассивации E_{rp} , а также базисов питтингостойкости ΔE_b и ΔE_{rp} снижаются с повышением содержания хлор-ионов в воде практически с линейной зависимостью типа $X = a - b \cdot \log[Cl^-]$, где X - одна из величин E_b , E_{rp} , ΔE_b и ΔE_{rp} (рисунок 48 в, д, ж). При 70 °С линейная зависимость типа $X = a - b \cdot \log[Cl^-]$ сохраняется для E_c , E_b , E_c и ΔE_b (рисунок 48 г, е, и).

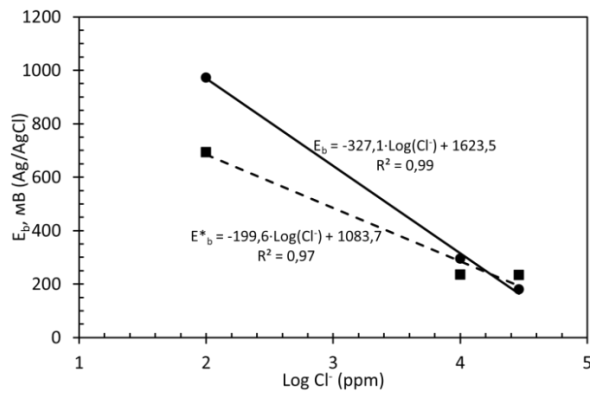
Однако при обеих температурах исследований действие совместного β, γ -облучения оказывает противоположное влияние на значения потенциалов питтингообразования E_b и репассивации E_{rp} , а также базиса питтингостойкости ΔE_b по сравнению с влиянием облучения на значения потенциала коррозии E_c : значения всех этих характеристик ($E_b, E_{rp}, \Delta E_b$) под облучением смещаются в область меньших значений по сравнению с необлученным состоянием. При этом характерным для всех этих характеристик является наибольший сдвиг их значений в области малых значений содержания Cl^- в воде (рисунок 48 в-и). С повышением содержания хлор-ионов в воде отмечается монотонное уменьшение величины сдвига $E_b, E_{rp}, \Delta E_b$ с достижением при $[Cl^-]=10000-29000$ ppm значений, соответствующих в условиях вне облучения.



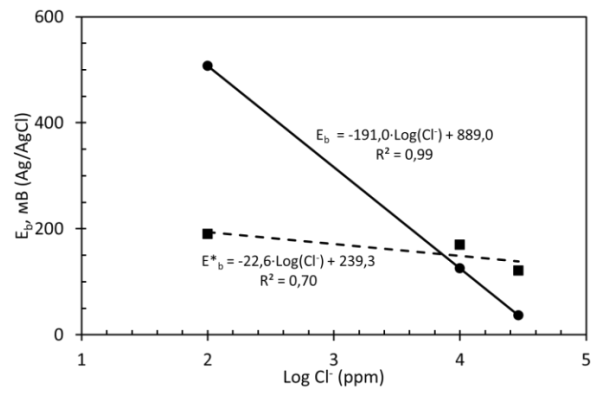
а



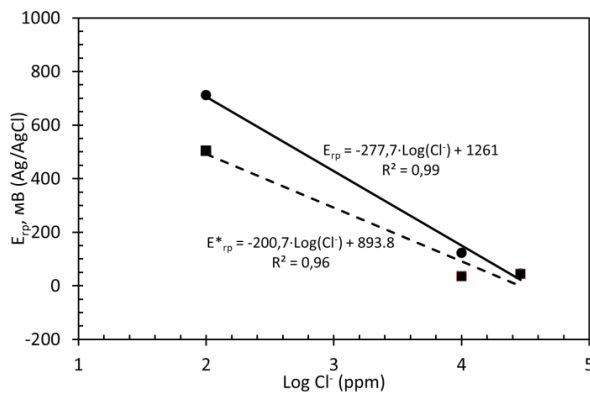
б



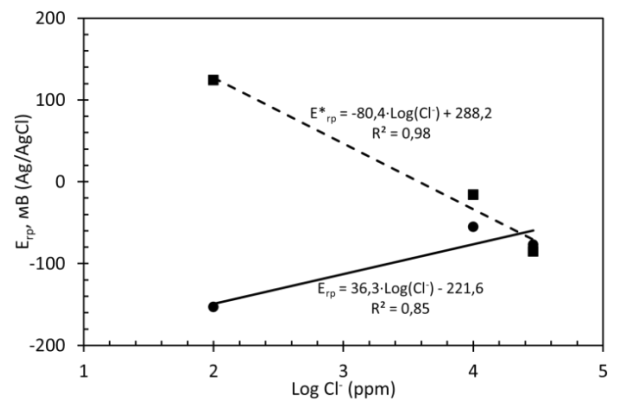
в



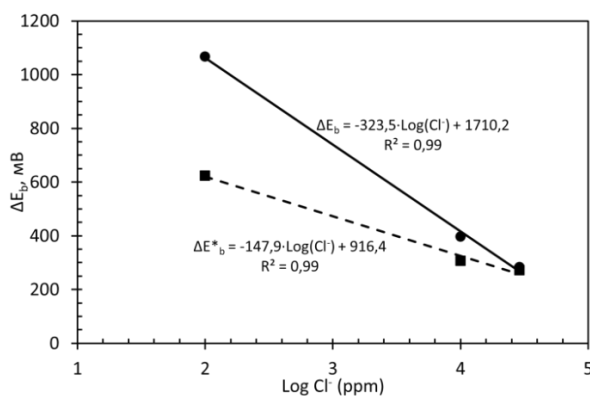
г



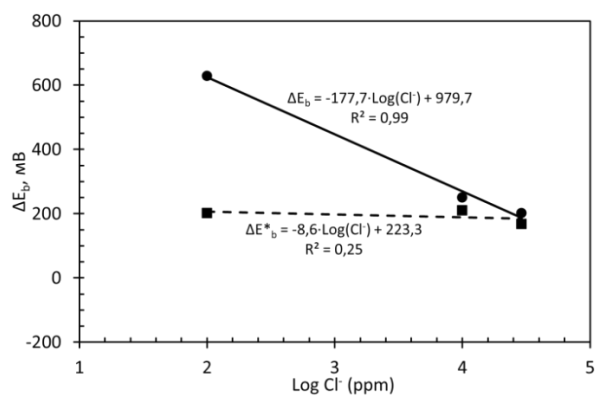
д



е



ж



и

а, в, д, ж – 25 °С; б, г, е, и – 70 °С; сплошная линия – без облучения;
пунктирная линия – под облучением

Рисунок 48 – Влияние температуры, содержания хлор-ионов в воде и облучения на значения потенциала коррозии E_c , потенциала питтингообразования E_b , потенциала репассивации питтингов E_{rp} и базиса питтингостойкости ΔE_b основного металла стали 316L

С использованием всего набора экспериментальных данных получены выражения для значений потенциалов свободной коррозии E_c , питтингообразования E_b и базиса питтингостойкости ΔE_b стали AISI 316L в зависимости от температуры и содержания хлор-ионов в воде для условий вне облучения и под действием β, γ -облучение, которые могут быть использованы для расчетных оценок.

*О.А.Голосов, С.С.Хвостов, Н.В.Глушкова,
Е.А.Бахтина, Ю.И.Цупрун, А.А.Осинцева*

Экспериментальные исследования щелевой коррозии стали AISI 316L в водных растворах, содержащих хлор-ионы

В ходе ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи» возникла потребность отвода тепла от разрушенных активных зон поврежденных энергоблоков. На раннем этапе развития аварии для этого применялась морская вода. В результате образовалось большое количество жидких высокорadioактивных отходов (ЖРО), загрязненных морской водой. Обращение с загрязнённой водой представляет собой значительную проблему на площадке АЭС. Для очистки ЖРО от радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr на площадке АЭС используются сорбционные колонны KURION и SARRY, изготовленные из коррозионностойкой стали AISI 316L и заполненные цеолитами. В результате образуются вторичные радиоактивные отходы (РАО), требующие длительного хранения. Перед компанией TEPCO, являющейся оператором площадки АЭС «Фукусима - Дайичи», стоит задача обоснования безопасности длительного хранения вторичных РАО на горизонте до 50 лет с акцентированием внимания, прежде всего, на вопросах развития коррозионных процессов на поверхности стали 316L внутри сорбционных колонн KURION и SARRY. Наиболее опасным видом коррозии стали 316L в морской воде и водных средах, содержащих хлор-ионы, является щелевая коррозия (ЩК). Поэтому вопросы возможности развития коррозионных процессов на стали 316L внутри сорбционных колонн KURION и SARRY по механизму ЩК при длительном хранении колонн являются весьма актуальными.

Целью настоящей работы являлось проведение коррозионных испытаний и исследований по определению стойкости стали AISI 316L к ЩК в водных средах, содержащих хлор-ионы, при параметрах близких к эксплуатации и хранения сорбционных колонн KURION и SARRY и непосредственном контакте стали с частицами цеолита.

Исследовались образцы основного металла стали AISI 316L. Коррозионные испытания проводили в соответствии с рекомендациями стандарта ASTM G-78-01 при 25, 50 и 70 °С в непосредственном контакте образцов стали с частицами цеолита в виде природного клиноптилолита с размерами частиц от 0,7 до 3 мм. Длительность коррозионных испытаний в 2021 г. составила ~1200, ~2064 ч с планируемым последующим увеличением экспозиции в 2022 г. до ~3000 и ~5000 ч. Испытания на стойкость стали 316L к ЩК проводили с использованием контактной пары типа «металл-неметалл», внешний вид которой приведен на рисунке 49. В контактной паре в качестве металла служили образцы стали 316L размером 30x30x3 мм, а в качестве неметалла использовался фторопласт Ф-4 в виде корончатой втулки диаметром 20 мм с 12 щелеобразователями.

О стойкости стали к ЩК судили по данным визуального осмотра на предмет отсутствия/наличия очагов локальной коррозии, по определению плотности, размеров и глубины очагов ЩК при их наличии. Глубина и размеры очагов ЩК определяли с использованием конфокального лазерного измерительного микроскопа LEXT OLS5000.

Установлено, что образование очагов ЩК происходит при всех временах экспозиции, и всех температурах испытаний и содержании хлор-ионов в воде >7300 ppm

(рисунки 50д-о). Ни одного очага ЩК не было выявлено при $[Cl^-]=100-150$ ppm (рисунки 50а-г).

Как правило, количество очагов ЩК и максимальная глубина проникновения ЩК в металл возрастает с увеличением времени и температуры испытаний, а также с увеличением содержания хлор-ионов в воде (рисунок 50). Корреляции между глубиной и площадью очагов ЩК не установлено.

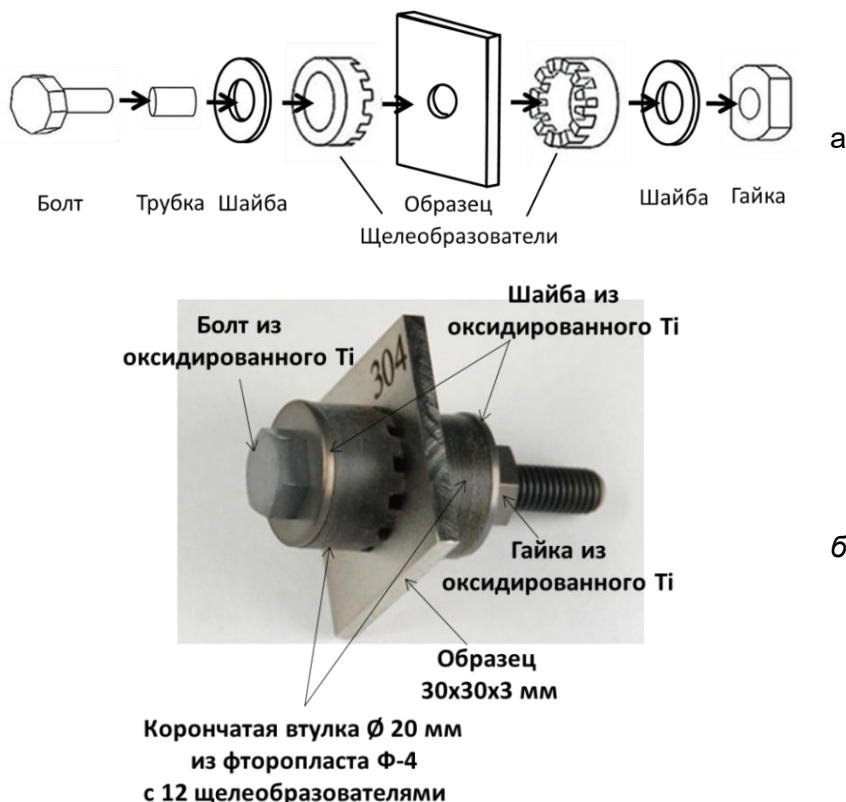


Рисунок 49 – Порядок сборки (а) и внешний вид контактной пары «металл-неметалл» (б) для испытаний образцов стали 316L на склонность к ЩК по стандарту ASTM G-78-01

Полученный на данный момент времени небольшой объем экспериментальных данных не позволяет проведение оценки инкубационного периода времени $t_{o,cr}$, необходимого для зарождения очагов ЩК, в зависимости от температуры коррозионных испытаний и содержания хлор-ионов. Поэтому для оценки $t_{o,cr}$ использовано выражение (1), полученное на основании электрохимических исследований.

$$t_{o,cr} = k^{-1} \cdot CIT = 0,34 \cdot 10^{\left(\frac{PREN(1-\Delta E_{c,cr})}{3 \cdot \log[Cl^-]} \right)} \quad (1)$$

где $t_{o,cr}$ - инкубационный период времени, необходимый для зарождения очагов ЩК, ч;
 k - константа верификации, равная 0,34 ч;

$PREN$ - числовой показатель стойкости нержавеющей сталей к локальным видам коррозии, равный $PREN = \%Cr + 3.3 \cdot \%Mo + 16 \cdot \%N$;

$\Delta E_{c,cr} = E_c - E_{rup}$, разность потенциалов E_c и E_{rup} , В;

E_c - потенциал свободной коррозии стали, В (SHE);

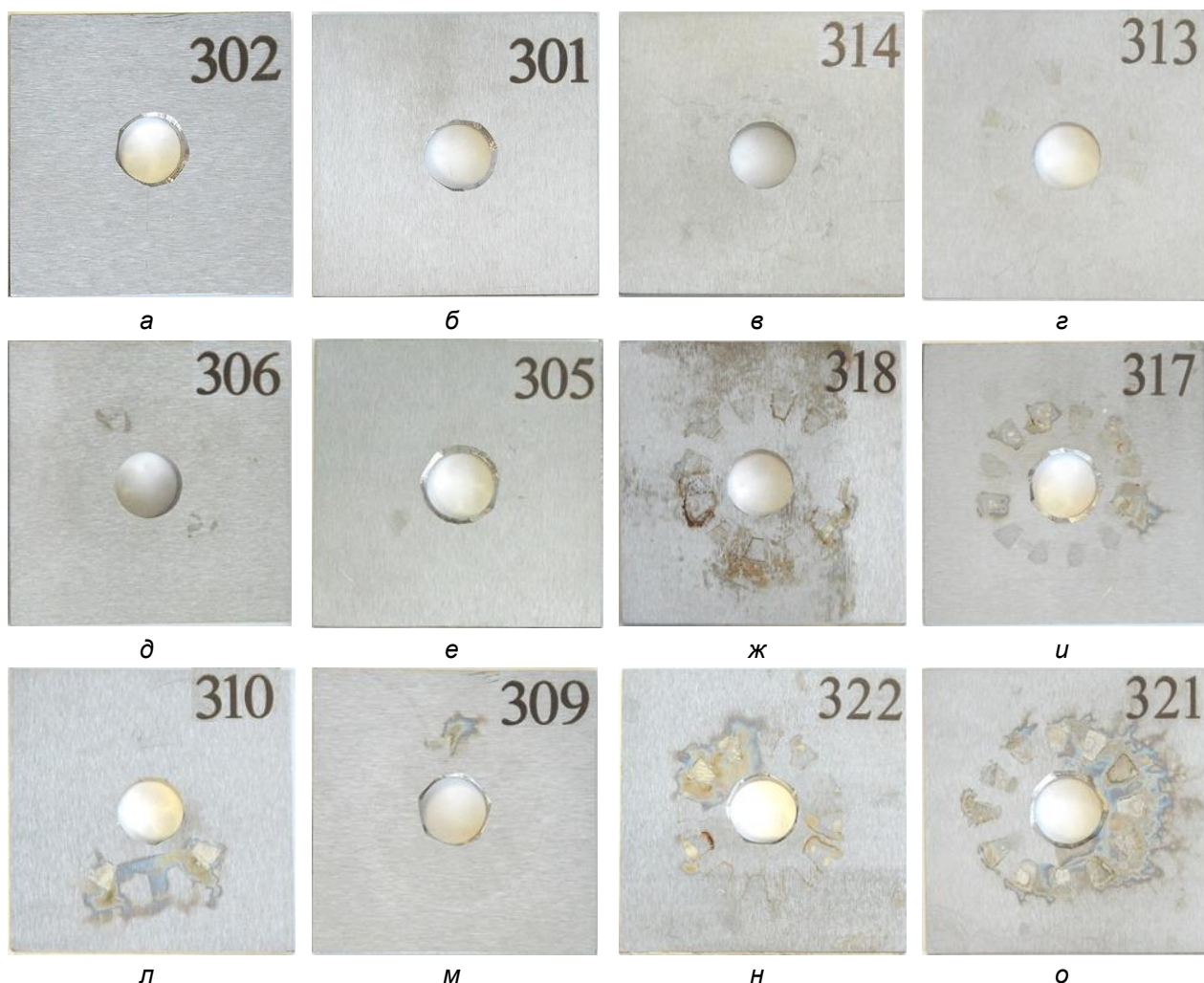
E_{rup} - потенциал начала развития очагов ЩК, В (SHE);

$[Cl^-]$ - содержание хлор-ионов в воде, ppm.

Для определения потенциала свободной коррозии стали 316L в водных средах, содержащих хлор-ионы, использовали выражение (2):

$$E_c = 925,45 - 3,2 \cdot T + 52,6 \cdot \log[Cl^-], \quad (2)$$

где E_c - потенциал свободной коррозии, мВ (SHE);
 T - температура, К;
 $[Cl^-]$ - содержание хлор-ионов в воде, ppm.



а, б, д, е, л, м - 25 °С; в, г, ж, и, н, о - 70 °С; а ÷ г - [Cl⁻]=100-150 ppm;

д ÷ и - [Cl⁻]=7390-10050 ppm; л ÷ о - [Cl⁻]=23730-29300 ppm

Рисунок 50 - Внешние виды образцов основного металла стали 316L после коррозионных испытаний на склонность к ЦК при 25 и 70 °С в течение 1200 и 2064 часов в разбавленной и насыщенной искусственной морской воде с содержанием хлор-ионов

Для определения потенциала начала развития очагов щелевой коррозии на стали 316L в водных средах, содержащих хлор-ионы, использовали выражение (3):

$$E_{гип} \cong \frac{298}{T+273} \cdot \left(\frac{PREN}{25} - 0,25 \cdot \log \left[\frac{Cl}{36} + 1 \right] - 0,20 \right). \quad (3)$$

где $E_{гип}$ - потенциал начала развития щелевой коррозии, мВ (SHE);
 T - температура, °С;
 $PREN$ - числовой эквивалент стойкости сталей к точечной коррозии, отн. ед.;
 Cl - содержание хлор-ионов в воде, ppm.

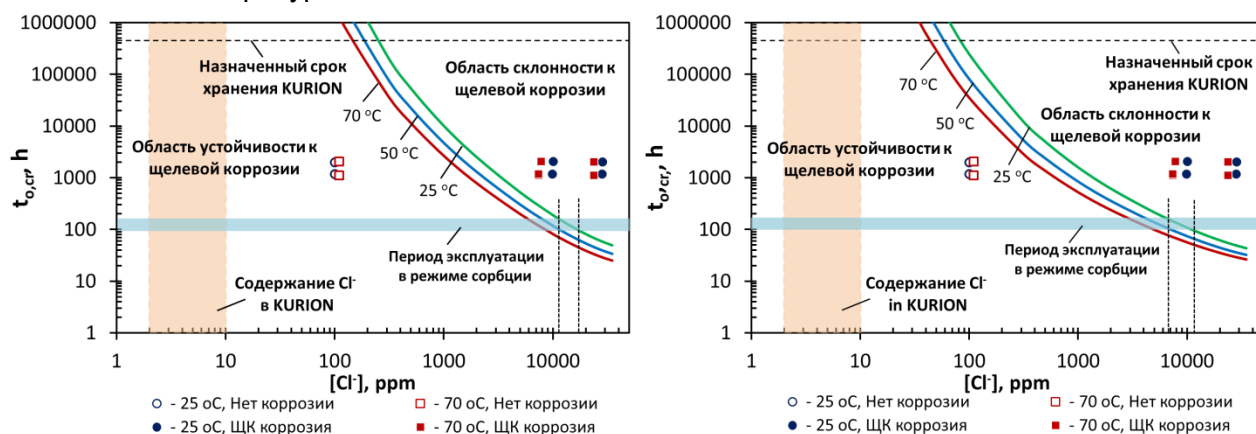
С использованием выражений (1)-(3) произведена оценка инкубационного периода времени $t_{o,cr}$, в течение которого сталь 316L является устойчивой к ЦК. Расчеты $t_{o,cr}$ выполнены для трех температур 25, 50 и 70 °С на разных стадиях эксплуатации сорбционных колонн KURION/SARRY и представлены в виде диаграмм на рисунке 51, на

которых также нанесены экспериментальные точки, соответствующие условиям коррозионных испытаний образцов основного металла стали 316L (незакрашенные маркеры соответствуют отсутствию ЩК, а покрашенные маркеры - наличию очагов ЩК).

При построении диаграммы, приведенной на рисунке 51б, учитывалось влияние облучения на изменение базиса питтингостойкости $\Delta E_{c,cr}$, входящего в выражение (2), посредством учета в величине $\Delta E_{c,cr}$ поправки, равной разнице в значениях базиса питтингостойкости, имеющей следующий вид

$$\Delta E_b^* - \Delta E_b = 973 - 157,3 \cdot \log(Cl) - 0,75 \cdot T, \quad (4)$$

Где ΔE_b^* - базис питтингостойкости стали 316L в условиях облучения, мВ;
 ΔE_b - базис питтингостойкости стали 316L в условиях без облучения, мВ;
 Cl – содержание хлор-ионов в воде, ppm;
 T - температур, К.



а - в условиях без облучения

б - в условиях совместного β, γ -облучения

Рисунок 51 - Диаграммы, характеризующие области устойчивости и склонности стали 316L к щелевой коррозии при различных параметрах эксплуатации сорбционных колонн KURION и SARRY

Согласно данным на рисунке 51 сталь 316L не будет подвержена ЩК внутри колонн KURION и SARRY в течение всего назначенного 50-летнего периода хранения при условии не превышения выбранного интервала содержания Cl^- в воде, равного 2-10 ppm.

Однако при возможных отклонениях содержания хлор-ионов в воде развитие коррозионных процессов на поверхности стали 316L внутри колонн KURION и SARRY по механизму ЩК возможно в условиях без облучения при $[Cl^-] \sim 200$ ppm при 70 °C после экспозиции ~ 100000 часов. При облучении порог по содержанию Cl^- в воде, необходимый для развития ЩК, согласно рисунка 51б, снижается почти в два раза до $[Cl^-] \sim 100$ ppm.

Следует отметить, что при эксплуатации колонн KURION и SARRY в начальный период сорбции радионуклидов из высококонцентрированных ЖПО длительностью от 4 до 7 суток возможно образование очагов ЩК (рисунок 51). При отсутствии облучения для образования очагов ЩК необходимо содержание Cl^- в воде колонн на уровне от ~ 12000 до ~ 19000 ppm (рисунок 51а). Под облучением для образования очагов ЩК необходимое содержание Cl^- в воде колонн снижается до уровня от ~ 7000 до ~ 12000 ppm (рисунок 51б). Таким образом, в обоих случаях нельзя исключать возможности образования локальных очагов ЩК. Однако остается открытым вопрос как поведут себя такие очаги ЩК при длительном хранении в течение 50 лет при пониженном содержания Cl^- до уровня 2-10 ppm. Требуется экспериментальная проверка такого механизма.

О.А.Голосов, С.С.Хвостов, Н.В.Глушкова, Ю.И.Цупрун,
 Е.А.Бахтина, А.А.Осинцева, В.Ю.Ярков

Разработка прогнозной модели протекания коррозионных процессов в материалах сорбционных колонн АЭС «Фукусима - Дайичи»

Для ликвидации последствий аварии на АЭС «Фукусима - Дайичи» и отвода тепла от разрушенных активных зон трех поврежденных блоков на раннем этапе развития аварии применялась морская вода. В результате этого значительные количества морской воды попали в реакторные здания, включая реактор, гермооболочку, подвалы реакторного и турбинного зданий и были загрязнены радионуклидами.

Для предотвращения радиационного загрязнения окружающей среды радионуклидами, практически сразу после аварии началась очистка воды с использованием очистных установок с сорбционными колоннами KURIONи SARRY, загруженных цеолитами. В результате чего на протяжении всего времени после аварии образуются значительные объемы вторичных радиоактивных отходов в виде отработавших цеолитов и прочих сорбционных материалов, размещенных в сорбционных колоннах. Основными радионуклидами, задерживаемыми данными видами сорбционных колонн, являются Cs и Sr. В ходе эксплуатации установок по очистке образующихся ЖРО, сорбционные колонны, после набора контрольных уровней МЭД на поверхности, снимаются с эксплуатации и размещаются в пункте временного хранения. По состоянию на конец 2020 года, на территории станции общее количество контейнеров с отработанными фильтрационными материалами достигло 4958 шт. и продолжает возрастать.

В настоящее время компания ТЕРСО – оператор площадки АЭС «Фукусима - Дайичи» озадачилась вопросом обоснования безопасности долговременного хранения вторичных РАО в сорбционных колонках на горизонте до 50 лет, акцентируя внимание, прежде всего, на вопросы развития коррозионных процессов. Поэтому изучение природы коррозионных процессов в замкнутых системах, при высоком солесодержании, концентрации хлор ионов и высоких дозовых нагрузках ионизирующего излучения, в настоящее время является ключевой задачей для японской стороны. В 2020 г. АО «Техснабэкспорт» при непосредственном участии АО «ИРМ» и ГНЦ РФ АО «НПО «ЦНИИТМАШ» выиграла конкурс по теме «Разработка прогнозной модели протекания коррозионных процессов в материалах сорбционных колонн АЭС «Фукусима - Дайичи».

В 2021 году в АО «ИРМ» в рамках внутреннего договора между АО «Техснабэкспорт» и АО «ИРМ» были выполнены следующие работы:

–Подготовлен отчет по материалам доступного собственного опыта изучения коррозионных процессов с акцентами на возможные механизмы коррозии материалов внутри сорбционных колонн KURIONи SARRY, загруженных цеолитами, включая механизмы питтинговой и межкристаллитной коррозии, коррозионного растрескивания под напряжением, водородного растрескивания, щелевой коррозии, влияния ионизирующего излучения и сопутствующих процессов радиолиза.

–Разработана Программа и методика проведения экспериментальной части проекта, включающая:

- ✓Выбор и обоснование вида и необходимого количества образцов из стали ASME SA-240 TYPE 316L (с учетом рекомендаций стандартов ASTMG-78-01, ASTM G192-08, ГОСТ 9.912-88 и ОСТ 108.901.01.7), с описанием их свойств;
- ✓Выбор и обоснование методов подготовки образцов (с учетом необходимости испытаний образцов, имеющих сварное соединение);
- ✓Выбор и обоснование набора наиболее негативных коррозионных процессов, влияющих на целостность изучаемых материалов в заданных условиях;

- ✓Выбор и обоснование методов для оценки вероятности возникновения различных форм ожидаемых коррозий;
- ✓Выбор и обоснование свойств коррозионной среды и условий, в которых будут испытываться образцы;
- ✓Выбор и обоснование марки сорбционного материала (цеолита), а также методики приготовления заданной активности цеолита (по ^{90}Sr , ^{137}Cs) для последующего проведения экспериментов;
- ✓Выбор и обоснование перечня объема контролируемых параметров, оценку которых необходимо выполнить в ходе эксперимента;
- ✓Перечень методов и средств оценки выбранного объема параметров;
- ✓Описание инфраструктуры для проведения эксперимента;
- ✓Перечень данных, которые будут получены по итогам эксперимента и обоснование целесообразности получения таких данных;
- ✓Выбор и обоснование методики проведения экспериментов по ускоренному протеканию выбранных ожидаемых коррозионных процессов;
- ✓Выбор и обоснование метода и средств контроля изменения потенциала репассивационной и щелевой коррозии;
- ✓Выбор и обоснование метода проведения экспериментов с использованием радионуклидов ^{137}Cs , ^{90}Sr , направленных на изучение влияния гамма- и бета-излучения на коррозионные процессы.

–Произведена разработка, изготовление необходимой для проведения экспериментов инфраструктуры и закупка необходимого оборудования.

–Выполнена подготовка образцов к коррозионным испытаниям и электрохимическим исследованиям.

–Проведены коррозионные испытания 12 типов образцов длительностью ~1000 и ~2000 часов по исследованию влияния температуры (25, 50, 75 °С), содержания хлор ионов (100, 10000, 29000ppm) и β,γ -облучения ($\sim 4,9 \cdot 10^{-2}$ Гр/с) на равномерную, питтинговую и щелевую коррозию, а также на коррозионное растрескивание под напряжением (150, 225, 300 МПа).

Исследование выполнено за счет средств субсидии Исследовательского института Mitsubishi Research Institute (Япония) № NSU 52-76 от 18.11.2020 по реализации проекта «Вывод из эксплуатации и обращение с загрязненной водой (НИОКР в области переработки и захоронения твердых РАО (исследования технологии оценки целостности контейнеров во время хранения высокоактивных твердых РАО)).»

*О.А.Голосов, С.С.Хвостов, Н.В.Глушкова,
Е.А.Бахтина, Ю.И.Цупрун, А.А.Осинцева*

Изучение коррозионных повреждений и прочностных характеристик многослойного металлического материала с внутренним протектором в условиях совместного воздействия химических сред и радиоактивного излучения

В рамках составной части проекта Единого отраслевого тематического плана ГК «Росатом» ЕОТП-МТ-85 по теме: «Создание и разработка нормативных требований к новым коррозионностойким многослойным металлическим материалам с внутренним протектором для объектов хранения РАО» в АО ИРМ» в 2021 г. выполнены работы, предусмотренные 2 этапом по теме: «Изучение коррозионных повреждений, прочностных характеристик и структуры многослойного металлического материала с внутренним протектором с целью получения обоснования коррозионной стойкости в условиях

совместного воздействия химических сред и радиоактивного излучения с обоснованием применимости».

Объектом исследований являются образцы металлических материалов с внутренним протектором (ВП), изготовленные ГНЦ РФ АО «НПО «ЦНИИТМАШ» из материала, полученного методом сварки взрывом в ООО «Ромет», и экспериментальные образцы емкостных систем обращения с ЖРО.

Целью работы являлось получение данных о коррозионном поведении в обоснование применимости многослойного металлического материала с ВП для оборудования с низко- и средне-активными жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) по результатам изучения коррозионных повреждений, прочностных и технологических характеристик, структуры многослойного металлического материала с ВП в условиях воздействия как агрессивных химических сред, так и радиоактивного излучения.

В ходе выполнения работ 2021 г. были продолжены, начатые в 2020 г., и закончены ускоренные испытания в коррозионных радиоактивных средах ЖРО образцов многослойных металлических материалов с одним и двумя ВП, лабораторных и экспериментальных образцов емкостных систем обращения ЖРО, изготовленных из материала с ВП. Получены новые данные о коррозионном поведении и прочностных характеристиках материалов с ВП в модельных агрессивных химических средах на основе ЖРО в условиях радиоактивного излучения. Проведен анализ результатов коррозионных испытаний, на основе которых получены эмпирические выражения для инкубационного периода времени до начала образования питтингов, глубины проникновения питтингов в металл и скорости коррозии материала внутреннего протектора в зависимости от содержания хлор-ионов, температуры и времени, позволяющие проводить прогнозные оценки работоспособности материалов с ВП для низко и средне-активных сред ЖРО.

Выполнены коррозионные испытания длительностью 8000 ч при комнатной температуре опытных образцов емкостных элементов в средах ЖРО АО «ИРМ» и в модельном составе, рекомендованном ФГУП «ПО «Маяк». Основной металл и сварные соединения многослойного металлического материала с одним протектором, использованного для изготовления опытных образцов емкостных элементов, показали высокую коррозионную стойкость, признаков и очагов локальной коррозии в виде питтингов из язв не было выявлено.

Длительность натуральных коррозионных испытаний экспериментальной ёмкости системы обращения с ЖРО в реальной низко активной среде ЖРО АО «ИРМ» составила 4000 часов. Инспекционные исследования, включающие осмотр и фотографирование поверхностей основного металла и сварных соединений показали высокую коррозионную стойкость, очагов локальной коррозии в виде питтингов и язв не выявлено.

Коррозионные испытания образцов многослойных металлических материалов с одним и двумя ВП были проведены при 25 и 60 °С в низко активных средах ЖРО АО «ИРМ» с содержанием 10,0, 3,0 1,0 и 0,3 мас % $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ до набора общей экспозиции 5500 часов.

Определены значения инкубационного периода времени, необходимого для зарождения питтингов на поверхности нержавеющей слоя МВП, в средах ЖРО с различным содержанием $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ (табл. 1). Показано, что длительность инкубационного периода питтинговой коррозии сокращается с увеличением температуры и содержания хлор-ионов. Получено эмпирическое выражение для расчета длительности инкубационного периода питтинговой коррозии в средах ЖРО в зависимости от температуры и содержания хлор-ионов.

Влияние температуры и содержания $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ в средах ЖРО на длительность инкубационного периода времени до зарождения стабильно растущих питтингов на поверхности нержавеющей стали МВП (в часах)

Температура, °С	Содержание $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$			
	10	3	1	0,3
25	398 ± 9	>3500	>5500	>5500
60	134 ± 3	456 ± 18	2431 ± 131	398 ± 9

Получены эмпирические выражения кинетики питтинговой коррозии на стадии стабильно растущих питтингов в средах ЖРО в зависимости от времени, температуры и содержания хлор-ионов, позволяющие проводить прогностические оценки (рисунок 52).

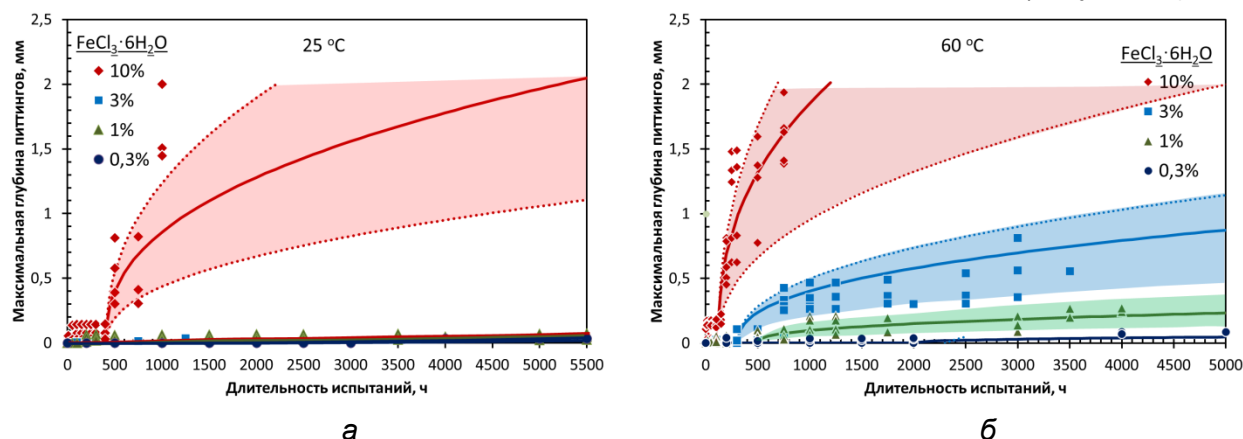


Рисунок 52 – Кинетические зависимости изменения максимальной глубины питтинговой коррозии образцов МВП тип 1 в средах ЖРО с добавками $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ при 25 (а) и 60 °С (б)

Изучена кинетика коррозии материала внутреннего протектора с получением эмпирических кинетических выражений коррозии материала ВП в средах ЖРО в зависимости от времени, температуры и содержания хлор-ионов.

Из анализа полученных экспериментальных данных и их математической обработки с использованием регрессионно-дисперсионного анализа получен полный набор математических выражений для проведения прогностических оценок коррозионного поведения нержавеющей стали и металлических материалов с внутренним протектором.

На основе прогностических расчетов проведена оценка ресурса работоспособности изделий из монометалла из стали 12Х18Н10Т и материалов с внутренним протектором аналогичной толщины. Показано, что материалы с внутренним протектором имеют преимущество по сравнению с монометаллом из стали 12Х18Н10Т только при высоких температурах и высоких содержаниях хлор-ионов. При комнатной температуре и содержании хлор-ионов ниже 39 г/дм^3 ресурс работоспособности изделий из монометалла из стали 12Х18Н10Т в 2-3 раза больше по сравнению с металлическими материалами с внутренним протектором.

О.А. Голосов, Н.В. Глушкова, С.С. Хвостов, Е.А. Бахтина

Анализ текущего состояния и прогноза изменения во времени коррозионного состояния ОТВС и пеналов хранения ОТВС в БВ-1-4 Билибинской АЭС

Билибинская АЭС (Билибинская АТЭЦ) состоит из четырёх одинаковых энергоблоков общей электрической мощностью 48 МВт с реакторами ЭГП-6 (водно-графитовый гетерогенный реактор канального типа). Станция вырабатывает как электрическую, так и тепловую энергию для теплоснабжения города Билибино.

Энергоблоки станции вводились последовательно: 1-й энергоблок в январе 1974 г., 2-й энергоблок в декабре 1974 г., 3-й энергоблок в декабре 1975 г. и 4-й энергоблок в декабре 1976 г. Назначенный проектом срок эксплуатации энергоблоков составлял 30 лет.

Энергоблок № 1 БиАЭС был остановлен 23 марта 2018 г. Эксплуатация остальных блоков в режиме генерации энергии продлена до конца 2025 г. После 2025 г. все ОЯТ будет выгружено из реакторов и загружено в приреакторные бассейны выдержки (БВ) и эксплуатации БиАЭС будет продолжена в режиме длительного хранения ОЯТ в БВ. Для эксплуатации БиАЭС в режиме длительного хранения ОЯТ в БВ необходимо обоснование безопасности такого хранения, для подготовки которого необходимы исходные данные по текущему коррозионному состоянию и кинетике его развития во времени как материалов ОТВС, так пеналов их хранения.

АО «ИРМ» в 2021 году по договору с ГНЦ РФ «ФЭИ» провел следующие работы:

– анализ текущего состояния и прогноз изменения во времени коррозионного состояния ОТВС и пеналов хранения ОТВС в БВ-1-4 Билибинской АЭС на завершающем этапе эксплуатации энергоблоков;

– прогноз изменения во времени коррозионного состояния ОТВС и пеналов хранения ОТВС после выгрузки ОЯТ из остановленных энергоблоков Билибинской АЭС в БВ-1-4.

В рамках этих работ:

✓ Выполнены анализ и математическая обработка литературных и собственных данных по коррозии углеродистых и нержавеющей сталей в воде при температурах до 100 °С. Получены эмпирические зависимости изменения глубины коррозии углеродистых и нержавеющей сталей в воде в зависимости от pH, содержания кислорода в воде, температуры и времени.

✓ Проведен анализ материалов по конструктивным особенностям ОТВС, твэлов, пеналов для хранения ОТВС, бассейнов выдержки, по параметрам их эксплуатации и хранения в БВ Билибинской АЭС.

✓ Проведен анализ условий подготовки и хранения дефектных ОТВС.

✓ Учитывая условия и параметры хранения в БВ-1 и БВ-2 выполнены расчетные оценки коррозионного состояния пеналов из углеродистой стали 20 для мокрых и сухих условий хранения, начиная с даты их установки в БВ и до 2045 года включительно. Аналогичные оценки выполнены и для пеналов из нержавеющей стали 12Х18Н10Т в БВ-3 и БВ-4.

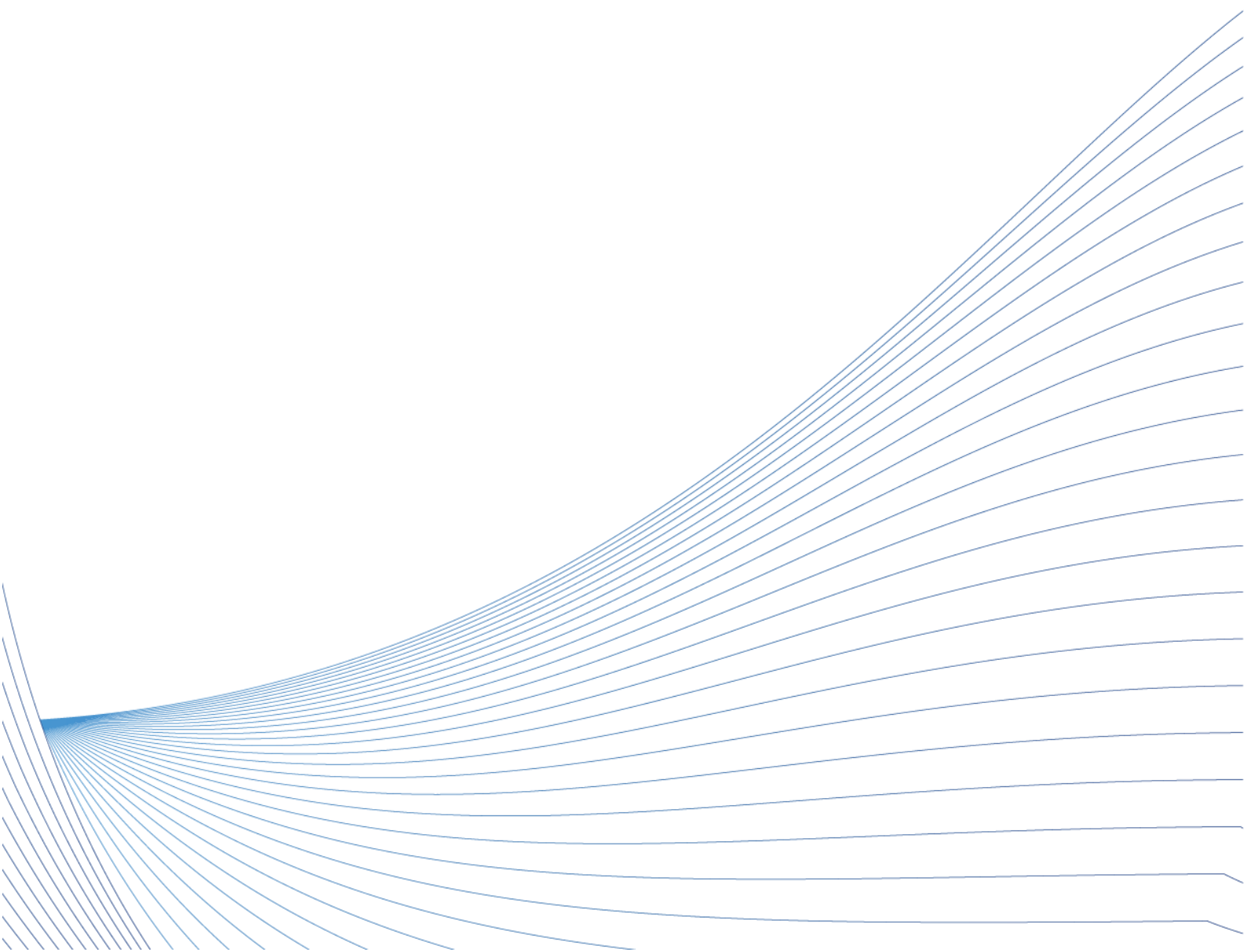
✓ Выполнены расчетные оценки коррозионного состояния наружных и внутренних оболочек твэлов в ОТВС и их устойчивости к коррозионному растрескиванию под напряжением для всего периода хранения, начиная с даты их установки в БВ-1-4 и по 2045 г.

✓ Проведены расчетные оценки изменения коррозионного состояния ОЯТ дефектных ОТВС, находящихся на хранении в БВ-1 и БВ-4.

✓ Проведен анализ состояния материалов подвесов для пеналов с ОТВС в БВ-4.

О.А. Голосов

ДОСТИЖЕНИЯ



СТАТИСТИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ ПО НАУКЕ

Наукометрические показатели за 2021 год

№	Показатель	Количество, шт.
1	Количество созданных РИД.	5
2	Количество использованных РИД.	18
3	Число публикаций АО «ИРМ», индексируемых в российских и международных информационно-аналитических системах научного цитирования.	34

Внедрение созданных результатов научно-технической деятельности (РНТД);

В отчетном году для проведения научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по направлению послереакторных исследований рабочих каналов СУЗ реакторов РБМК Курской, Смоленской и Ленинградской атомных электростанций внедрены новые подходы и методы проведения исследований, содержащиеся в следующих секретах производства предприятия:

«Методика определения содержания водорода в материале каналов СУЗ реакторов РБМК»;

«Методика определения флюенса тепловых нейтронов на облученных образцах Zr-Nb сплавов»;

«Методика выполнения металлографических исследований топливных каналов РБМК».

В ходе проведения работ по программе научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по увеличению длительности топливной кампании реакторов БН использован секрет - производства «Способ определения скорости радиационного набухания аустенитных сталей» в работах по договору с АО «Концерн Росэнергоатом» по проведению исследований отработавшего ядерного топлива. Послереакторных исследований ТВЭЛ отработавших ТВС БН-600».

В ходе реализации проектов единого отраслевого тематического плана по разработке физических моделей, алгоритмов расчёта для определения скорости радиационной ползучести элементов конструкций ядерных реакторов на быстрых нейтронах и проведение послереакторных исследований по определению величины деформации ползучести и разработке автономных источников питания и накопителей энергии на основе радиоизотопов с бета-распадом нового поколения с повышенными вольт-амперными характеристиками создано 3 отчета научно-исследовательских работ. На базе полученных результатов осуществляется усовершенствование и доработка технологий по направлениям пригодных для внедрения в конечный продукт и выпуску инновационной продукции.

В 2021 году результаты проведенных научных исследований нашли своё применение в текущей деятельности предприятия для обеспечения безопасности эксплуатации реактора ИВВ-2М.

ПРЕМИИ И НАГРАДЫ

По итогам 2021 года результаты работы и достижения АО «ИРМ» отмечены значимыми наградами Российской Федерации и Госкорпорации «Росатом».

За большой вклад в развитие научной и производственной деятельности атомной отрасли, в обеспечение повышения обороноспособности и развитие научно – технического потенциала коллективу АО «ИРМ» вручена Благодарность президента РФ.

Также генеральный директор Госкорпорации «Росатом» Алексей Евгеньевич Лихачев вручил Благодарность Президента Российской Федерации сотруднику АО «ИРМ» Владимиру Пастухову.

Начальник лаборатории конструкционных материалов и нанотехнологий отделения радиационного материаловедения Владимир Пастухов разработал и внедрил оригинальную методику анализа структуры облученных нейтронами материалов, применил подходы, которые подтвердили влияние температуры облучения и локального структурного состояния на изменение радиационной пористости. Полученные новые научные результаты позволяют обеспечить увеличение сроков эксплуатации конструкционных элементов ядерных реакторов на быстрых нейтронах, что является гарантом развития атомной энергии в целом. Данная разработка уникальна тем, что дала возможность получения данных о радиационной пористости на макроуровне.

За вклад в развитие научной и производственной деятельности атомной отрасли, в обеспечение повышения обороноспособности и развитие научно – технического потенциала Нагрудным знаком Госкорпорации «Росатом» «Академик И.В.Курчатов» награждены 4 работника АО «ИРМ»:

- Кощеев Константин Николаевич - знак 2 степени,
- Аверин Сергей Александрович - знак 3 степени,
- Кинев Евгений Александрович - знак 3 степени,
- Портных Ирина Александровна - знак 4 степени.

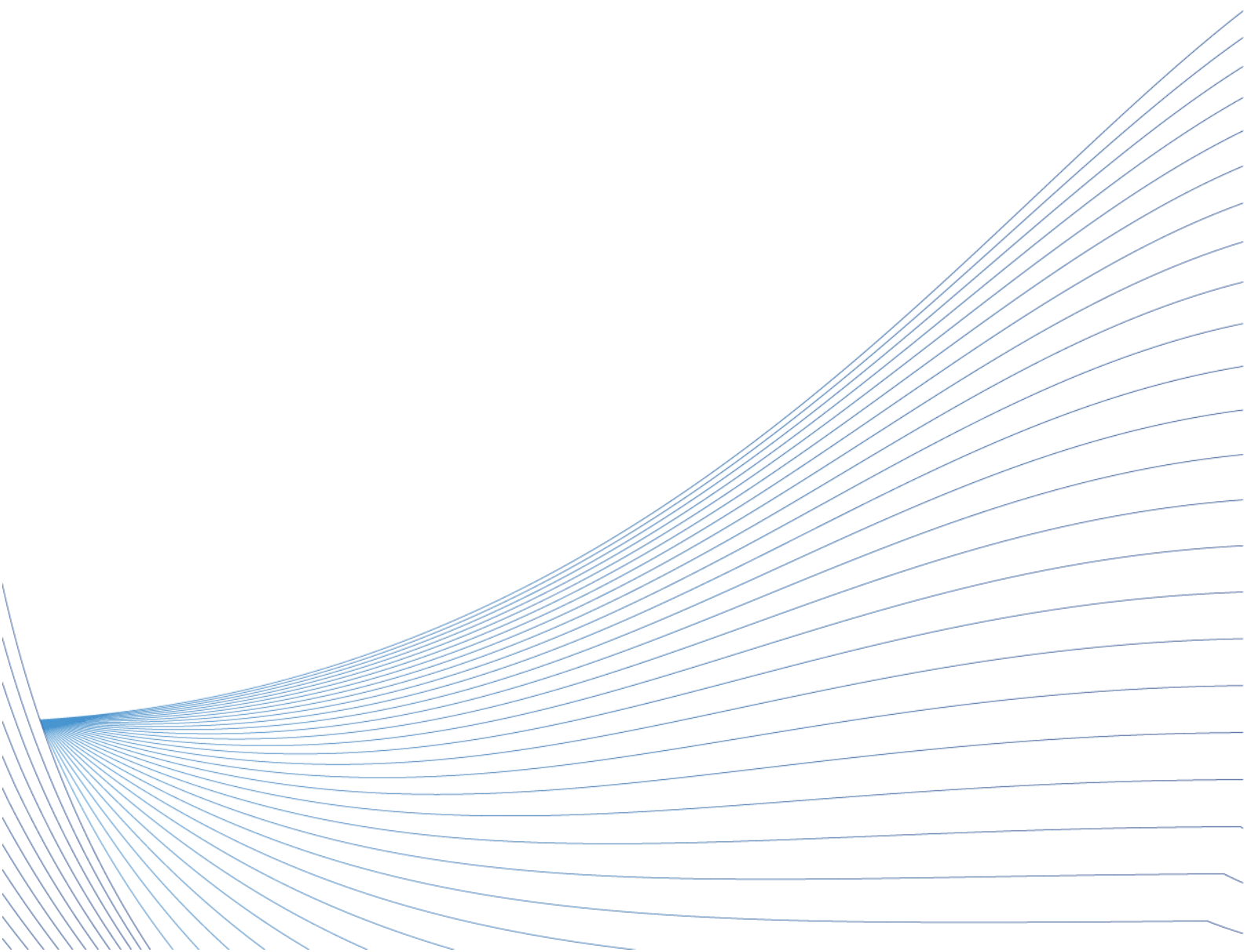
ИТОГИ ИЗДАТЕЛЬСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ

Выпущен сборник тезисов докладов межотраслевой научно-технической конференции «Реакторные материалы атомной энергетики», г. Екатеринбург, 06 – 09 сентября 2021 г. – 63 с. (ISBN 978-5-00187-089-0)

Краткое содержание сборника:

Секция 1. Реакторный комплекс ИВВ-2М	6
Секция 2. Реакторы на быстрых нейтронах	16
Секция 3. Реакторы на тепловых нейтронах	34
Секция 4. Источники энергии	55

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ



ВЫСТАВКИ СЕМИНАРЫ КОНФЕРЕНЦИИ

Межотраслевая научно-техническая конференция «Реакторные материалы атомной энергетики»

С 6 по 9 сентября 2021 года в г. Екатеринбурге, прошла межотраслевая научно-техническая конференция «Реакторные материалы атомной энергетики», организованная Институтом реакторных материалов (АО «ИРМ»). В мероприятии приняли участие более 50 ученых и специалистов из 17 институтов и организаций Госкорпорации «Росатом», Института физики металлов Уральского отделения РАН, НИЦ «Курчатовский институт», НИЯУ МИФИ.

Основная задача конференции – ознакомиться с новыми исследованиями и разработками в области создания и использования материалов для атомной энергетики, в том числе для новых реакторов поколения 4+.

В рамках мероприятия было представлено 36 пленарных и секционных докладов, проведен круглый стол: «Перспективные направления развития экспериментальной базы на исследовательском реакторе ИВВ-2 и нового реактора ИВВ-3». Участники обсудили методические подходы в испытании материалов для термоядерных реакторов зарубежного дизайна, конструкционные возможности исследовательского реактора ИВВ-3 для испытаний реакторных материалов инновационных ядерных установок. Отдельное внимание участники уделили материаловедческим проблемам и радиационной стойкости материалов автономных источников энергии на основе радиоизотопов.

Всего в конференции принял участие 51 человек.

По итогам конференции подготовлен сборник тезисов докладов участников, который традиционно готовит АО «ИРМ».

Конференция по использованию рассеяния нейтронов в исследовании конденсированных сред (РНИКС-2021, сентябрь 2021)

Конференция по использованию рассеяния нейтронов в исследовании конденсированных сред РНИКС-2021 проходила с 27 сентября по 1 октября в г.Екатеринбург, организаторами которой выступили НИЦ «Курчатовский институт», Уральское отделение РАН, Институт физики металлов УрО РАН, Уральский федеральный университет, Российское нейтронографическое общество и АО «ИРМ».

После долгого перерыва, обусловленного мерами предосторожности в борьбе с новой коронавирусной инфекцией, это первая столь большая российская конференция в этой области. Всего в конференции приняло участие 191 человек, из которых очно присутствовали 141 участник. 40% участников относятся к категории молодых ученых. Всего было представлено 202 доклада: 12 пленарных, 26 приглашенных, 103 устных и 61 стендовых.

Девять сотрудников АО «ИРМ» выступили с научными докладами, кроме этого, эксперт отдела научного и инновационного развития ИРМ Александр Козлов вошёл в состав программного комитета Конференции. Участники конференции обсудили последние достижения в области теории взаимодействия нейтронного излучения с веществом и методики нейтронного эксперимента, исследования кристаллических и магнитных структур, динамических свойств и элементарных возбуждений в конденсированных средах, исследования биологических систем и объектов культурного наследия, фундаментальные исследования с нейтронами.

Семинар-совещания по теме «Автономные источники питания (январь, ноябрь, декабрь 2021)

Ученые Института реакторных материалов продолжают работу над созданием автономных радиоизотопных источников питания (АИП), в просторечии называемых ядерными батарейками. В 2021 году на площадке АО «ИРМ» был проведен ряд семинаров по результатам выполнения работ по разработке изотопных источников электропитания. Данный проект курирует доктор технических наук профессор Рисованный В.Д. научный руководитель АО «Науки и инновации». С АО «ИРМ» данную тематику работ развивают АО «НИИ НПО ЛУЧ», АО «НИИП» и другие институты Росатома и Российской академии наук. В семинарах принимали участие представители следующих компаний: АО «Наука и инновации», АО «ИРМ», АО «НИИ НПО «ЛУЧ», АО «НИИП», АО «ГНЦ НИИАР», АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», ИЭФ УрО РАН, АО «ИСС им. Решетнева», АО «РКЦ Прогресс», ООО «ТАЗМАР».

Научно-технический семинар «Вклад академической и вузовской науки в формирование кадрового потенциала Госкорпорации «Росатом»» (апрель 2021 года)

На базе Научно–технического совета в АО «ИРМ» состоялся семинар «Вклад академической и вузовской науки в формирование кадрового потенциала Госкорпорации «Росатом» с участием физико-технического института УрФУ, Института промышленной экологии УрО РАН, ФГУП «ПО Маяк», ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ» им Е.И. Забабахина. Семинар проходит на ежегодной основе. Мероприятие проходит с целью заслушивания диссертационных работ аспирантов и магистрантов второго года обучения, а также дается оценка актуальности и выполнимости проектов исследований магистров первого года подготовки. Были заслушаны 2 аспиранта с докладами о выпускных квалификационных работах, 5 магистрантов второго года обучения и 5 магистрантов первого года обучения. Все работы получили высокую оценку и были одобрены к защитами.

Международный военно-технический форум «АРМИЯ» (август 2021)

АО «ИРМ» представили свои разработки и продукты в составе выставочной экспозиции Госкорпорации «Росатом» на Международном военно-техническом форуме «Армия-2021», который проходил с 22 по 28 августа в парке Патриот (Кубинка). Институт представил радиоизотопные источники питания нового типа выполненные в виде самозаряжающегося суперконденсатора, один из электродов которого, содержит радиоизотопный источник β -излучения. Такая конструкция исключает необходимость периодического заряда устройства – это происходит непрерывно в процессе его эксплуатации.

Основные преимущества по сравнению с β -вольтаическими источниками питания:

- отсутствие полупроводниковых преобразователей
- использование одновременно в режиме постоянного тока или импульсном режиме
- время работы ожидается не менее 25 лет
- сырьевая база-отработавшее ядерное топливо и радиоактивные отходы

«Батарейки», разработанные в АО «ИРМ», по сравнению с β -вольтаическими источниками питания имеют такие заметные преимущества как отсутствие полупроводниковых преобразователей, использование одновременно в режиме постоянного тока или импульсном режиме, время работы ожидается не менее 25 лет, сырьевая база-отработавшее ядерное топливо и радиоактивные отходы. Эти качества позволяют использовать источники в электромеханических системах (клапаны, приводы,

солениды), автономных сенсорах и датчиках, системах управления, телеметрия, микропроцессорных системах с низким энергопотреблением и других областях.

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ С ПАРТНЕРАМИ.

Сотрудничество с Федеральным государственным автономным образовательным учреждением высшего образования «Уральский федеральный университет имени первого президента России Б.Н. Ельцина» (УрФУ им. Б.Н. Ельцина)

Сотрудничество осуществляется как по направлениям проведения совместных исследований, так и в значительной степени, по реализации кадровой политики АО «ИРМ». Основная часть молодых специалистов – это выпускники различных кафедр институтов УрФУ. При этом магистранты и аспиранты работают под двойным руководством: представителя УрФУ и представителя ИРМ. В 2021 г. в ИРМ в ОНИР проходили практику бакалавратуры, магистранты, аспиранты, специалисты. Защитили степень магистра 7 человек и 1 – защитил кандидатскую диссертацию.

Кроме того специалисты АО «ИРМ» привлекаются к работе в ГЭК. Так Козлов А.В. является председателем ГЭК и участвует в магистерских защитах. Кроме того, он является заместителем председателя диссертационного совета по специальности 05.14.03 - Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации (технические науки).

Сотрудничество с Федеральным государственным бюджетным учреждением науки Институтом физики металлов имени М.Н. Михеева Уральского отделения Российской академии наук (ИФМ УрО РАН)

Сотрудничество с ИФМ УрО РАН осуществлялось в форме совместных НИОКР в рамках договора с АО «ВНИИНМ» по теме: «Исследования состава и распределения оксидных частиц в ДУО сталях при нейтронном облучении методами мёссбауэровской спектроскопии и просвечивающей электронной микроскопии».

Работа проводилась с использованием методов мёссбауэровской спектроскопии (ИФМ) и просвечивающей сканирующей электронной микроскопии высокого разрешения (ИРМ) на образцах оболочек твэл из ферритно-мартенситной стали ЭП823, в основном состоянии и дисперсно-упрочненной оксидами, после облучения в составе материаловедческой сборки в реакторе БН-600 до ~ 80 сна.

Мёссбауэровский участок ИФМ размещен на площадке АО «ИРМ» в зоне проведения работ по второму классу радиационной опасности, что в сочетании с наличием объектов исследований, входящих в поле деятельности АО «ИРМ», создали потенциальную возможность организации такой совместной взаимноинтересной работы. ИФМ в данной работе отвечал за адаптацию мёссбауэровского спектрометра для исследования высокоактивных образцов и проведение спектроскопии.

Исследования 2021 года продолжили совместные с ИФМ работы, начатые в 2019 году в рамках «Программы послереакторных исследований физико-механических свойств и радиационной стойкости ДУО сталей (МС-ДУО)», разработанной в соответствии с утвержденным в 2014 году «Решением об организации работ по разработке, изготовлению и эксплуатации в активной зоне реактора БН-600 и послереакторным исследованиям МС с образцами из ДУО сталей». Работа уникальна, тем, что в мировой практике метод мёссбауэровской спектроскопии не применялся для исследования материалов с высокой наведенной активностью.

По результатам исследований выпущен отчет о НИОКР подготовлена совместная (ИФМ, ИРМ, УрФУ, ВНИИНМ) статья “Mössbauer spectroscopy investigation of a high-dose neutron irradiation on the atomic redistribution in the industrial steel EP823”, принятая в 2021 г. к публикации в журнале Journal of Nuclear Materials.

Сотрудничество с ИФМ долгосрочное, традиционное и многоплановое. При этом стратегия АО «ИРМ» направлена на использование как фундаментального подхода академического учреждения, так и его методического потенциала. После некоторого перерыва возобновлены работы по нейтронографическим исследованиям образцов оболочек твэлов, прошедших облучение в реакторе БН-600, в ходе которых планируется получить статистическую информацию по вызванным облучением изменениям текстуры и других кристаллографических изменений в материалах оболочек сталей.

Наряду с совместными исследованиями используются возможности повышения научной квалификации сотрудников АО «ИРМ» на базе ИФМ УрО РАН, в частности по форме Соискательства. Так в 2021 г. оформил соискательство, окончивший магистратуру сотрудник ИРМ Карагерги Р.П.

РАБОТА НТС ПО РАССМОТРЕНИЮ ОСНОВНЫХ НАПРАВЛЕНИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПРЕДПРИЯТИЯ

Научно-технический совет АО «ИРМ» является постоянно действующим коллегиальным и совещательным органом, созданным на основании Устава АО «ИРМ» и Положения о НТС предприятия с целью формирования научно-технической политики Общества, в том числе оптимизации принимаемых научно-технических и методических решений по развитию новых научно-производственных направлений и экспериментальной базы Общества, координации научно-технической деятельности АО «ИРМ».

Председатель НТС АО «ИРМ» Варивцев А.В. – заместитель директора по научной и инновационной деятельности.

Заместитель председателя НТС Дьяков А.А. – эксперт отдела научного и инновационного развития.

В состав НТС АО «ИРМ» входят ведущие ученые и специалисты, имеющие большой опыт и глубокие профессиональные знания, представляющие основные научно-технические направления деятельности АО «ИРМ». Состав НТС - 16 человек, из них два доктора и семь кандидатов наук.

В своей работе научно-технический совет руководствуется Положением о НТС, которое утверждается руководителем Общества.

Персональный состав НТС утверждается приказом руководителя АО «ИРМ».

В 2021 году проведено семнадцать заседаний НТС. На них рассмотрены научно-технические проблемы и вопросы по организации научной и производственной деятельности АО «ИРМ».

Наиболее значимые темы заседаний в 2021 году:

На заседании НТС 11 марта рассмотрено предложение о поддержке ходатайства Ученого совета ФГБУН ИЭФ УрО РАН о представлении Овчинникова Владимира Владимировича, главного научного сотрудника лаборатории пучковых воздействий Института электрофизики УрО РАН, доктора физико-математических наук, профессора, к почетному званию «Заслуженный деятель науки Российской Федерации».

В рамках расширенного заседания научно технического совета

АО «ИРМ» 29 апреля состоялся научно-технический семинар «Вклад академической и вузовской науки в формирование кадрового потенциала Госкорпорации «Росатом».

На заседании присутствовали члены НТС АО «ИРМ» и приглашенные на заседание ведущие специалисты предприятия. В работе семинара приняли участие

–директор ИПЭ УрО РАН Жуковский М.В, от УрФУ директор ФТИ УрФУ Иванов В.Ю и Ташлыков О.Л., доцент кафедры атомные станции и возобновляемые источники энергии Урал ЭНИН УрФУ, а также руководители магистрантов первого и второго года обучения:

–ЦЗЛ «ПО «Маяк»: Семенов М.А., начальник ЦЗЛ ФГУП «ПО «Маяк»

–ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. акад. Е.И. Забабахина: Юсупов Р.И., начальник ОРБ и Пудовкин А.В., ведущий инженер ОРБ.

На заседании рассмотрены вопросы оценки выпускных квалификационных работ аспирантов и готовности диссертационных работ магистрантов второго года подготовки, а также актуальности и выполнимости проектов исследований магистрантов первого года подготовки. Эксперты отметили сильные и слабые стороны работ, указали выступающим на неточности и незначительные ошибки, особо отметили недостатки подготовленных презентаций.

По результатам проведенного обсуждения приняты решения:

–Признать магистрантов второго года обучения готовыми к защите магистерских диссертаций.

–Признать аспирантов готовыми к защите выпускных квалификационных работ.

В рамках конференции были заслушаны доклады магистрантов первого года подготовки. По результатам обсуждения докладов принято решение признать актуальными и практически значимыми выбранные направления исследований магистрантов первого года подготовки.

На заседании НТС 09.07.21 (протокол № 3) рассмотрены результаты выполнения 3 этапа НИОКР «Разработка автономных источников питания и накопителей энергии на основе радиоизотопов с бета-распадом нового поколения с повышенными вольт-амперными характеристиками», выполненной в рамках договора № 313/2089-Д/61/3452-Д от 16.11.2020 между АО «Наука и инновации» и АО «ИРМ». В отчете представлены результаты разработок и исследований:

–разработка математической модели АИП с жидким электролитом;

–разработка конструкции радиоизотопного источника питания с жидким электролитом;

–отработка технологии синтеза углеродных нанотрубок на поверхности электрода АИП;

–верификация математической модели суперконденсатора с двойным электрическим слоем, содержащего β -излучающий радионуклид;

–отработка технологии осаждения покрытий твердого электролита LIPON методом магнетронного напыления;

–использование вакуумного низкотемпературного отжига, как метод дополнительной стабилизации свойств напыляемых покрытий.

На основании рассмотрения представленных материалов отчета признано, что работы выполнены в полном объеме в соответствии с Календарным планом и соответствуют требованиям Технического задания. НТС АО «ИРМ» рекомендовало направить отчетные материалы Заказчику.

В рамках подготовки специалистов высшей квалификации на заседании НТС 20 августа (протокол № 5) рассмотрена кандидатура Бутакова Дениса Сергеевича для поступления в аспирантуру АО «ВНИИНМ» на направление подготовки 14.06.01 – Ядерная, тепловая и возобновляемая энергетика и сопутствующие технологии по направленности/профилю подготовки 05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатация и вывод из эксплуатации. На расширенном научно-техническом совете с участием специалистов отделения реакторных материалов рассмотрен доклад руководителя направления лаборатории материаловедческих исследований Бутакова Д.С. и представленную тему планируемой диссертации «Влияние энергии радиационного распада радиоизотопов в электродах и состава электролитов на вольт-амперные характеристики суперконденсаторов».

В презентации рассмотрены:

- актуальность темы диссертации;
- цели и задачи исследований;
- индивидуальный план подготовки диссертации.

Участники заседания подробно рассмотрели представленные материалы проведенных в АО «ИРМ» исследований по теме, обсудили актуальность, реализуемость и достижимость поставленных в работе научных и практических результатов намеченных работ. По итогам совместного обсуждения принято решение рекомендовать кандидатуру руководителя направления Бутакова Д.С. для поступления в аспирантуру АО «ВНИИНМ» на направление подготовки 14.06.01 – Ядерная, тепловая и возобновляемая энергетика и сопутствующие технологии по направленности/профилю подготовки 05.14.03 – Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатация и вывод из эксплуатации

Рекомендовать планируемую тему диссертационного исследования: «Влияние энергии радиационного распада радиоизотопов в электродах и состава электролитов на вольт-амперные характеристики суперконденсаторов». Научный руководитель д.т.н., профессор Рисованный Владимир Дмитриевич.

На заседании НТС 01.10 (Протокол заседания № 6) с приглашением специалистов ОИиИС рассмотрен вопрос об определении режима правовой охраны в отношении «Технического устройства для овализации кольцевого образца из оболочки твэла реактора БН-600» в виде секрета производства («ноу-хау»).

После рассмотрения материалов доклада инженера 2-й категории лаборатории материаловедческих исследований Карагерги Р.П. о создании технического устройства для овализации кольцевого образца из оболочки твэла реактора БН-600 поступили предложения:

–ведущего специалиста отдела информации и интеллектуальной собственности Горбатенко О.А. о форме правовой охраны технического устройства в виде секрета производства («ноу-хау»);

–начальника Фокиной С.Н. о необходимости отнесения представленных сведений к коммерческой тайне АО «ИРМ».

–после обсуждения поступившие предложения принято решение:

–рекомендовать форму правовой охраны в отношении «Технического устройства для овализации кольцевого образца из оболочки твэла реактора БН-600» в виде секрета производства («ноу-хау»)

–начальнику ОИиИС Фокиной С.Н. принять меры по отнесению материалов, содержащих сведения о техническом устройстве для овализации кольцевого образца из оболочки твэла реактора БН-600, к коммерческой тайне АО «ИРМ».

Отчет о НИР «Разработка моделей и проведение экспериментальных исследований распухания аустенитных сталей», в котором представлены результаты проведенных исследований, выполненных в рамках договора от 27.10.2021г. № 61/3713-Д между ФГУП «ВНИИА» и АО «ИРМ» рассмотрен на заседании НТС 29 октября, протокол заседания № 8. При обсуждении результатов исследований отмечена актуальность и новизна выполненных работ, дающих новые знания и понимание процессов распухания аустенитных сталей в условиях нейтронного облучения. После детального рассмотрения представленных данных члены НТС признали, что работы по договору от 27.10.2021г. № 61/3713-Д между ФГУП «ВНИИА» и АО «ИРМ» выполнены в полном объеме в соответствии с требованиями Технического задания и Календарного плана. НТС АО «ИРМ» рекомендовало направить отчетные материалы Заказчику.

Результаты выполнения НИР «Разработка физических моделей, алгоритмов расчёта для определения скорости радиационной ползучести элементов конструкций ядерных реакторов на быстрых нейтронах и проведение послереакторных исследований по определению величины деформации ползучести», выполненной в рамках договора от 23.10.2020г. № 313/2081-Д/61/3426-Д между АО «Наука и инновации» и АО «ИРМ» рассмотрены на заседании НТС 8 ноября.

В рамках работ 3 этапа 2021 года оценен вклад различных механизмов в ползучесть аустенитных и ферритно-мартенситных сталей при параметрах облучения и напряжений реакторов на быстрых нейтронах. Разработаны физические модели процесса динамики дислокаций, взаимодействия дислокаций с точечными дефектами и преодоления дислокациями препятствий для сплава FeCrNi.

На этом же заседании заслушан доклад о результатах выполнения НИОКР «Разработка автономных источников питания и накопителей энергии на основе радиоизотопов с бета-распадом нового поколения с повышенными вольт-амперными характеристиками», выполненной в рамках договора от 16.11.2020г. № 313/2089-Д/61/3452-Д между АО «Наука и инновации» и АО «ИРМ» (протокол № 9 заседания НТС).

Рассмотрены основные этапы и итоги выполненных работ.

В результате детального обсуждения и анализа представленных материалов исследования установлено, что работы по договору от 23.10.2020г. № 313/2081-Д/61/3426-Д между АО «Наука и инновации» и АО «ИРМ» и по договору от 16.11.2020г. № 313/2089-Д/61/3452-Д между АО «Наука и инновации» и АО «ИРМ» выполнены в полном объеме в соответствии с требованиями Технического задания и Календарного плана. По результатам работ выполнены требования TRL 4.

НТС АО «ИРМ» рекомендовало направить отчетные материалы Заказчику.

Итоги выполнения НИОКР «Разработка технологических основ процессов обращения с облученными циркониевыми материалами, последующего перевода их в кондиционированную форму с наименьшей стоимостью захоронения. 1 этап», выполненной в рамках договора от 19.07.2021г. № 61/3759-Д/774/283-Д между ЧУ «Наука и инновации» и АО «ИРМ», рассмотрены на заседании НТС 8 ноября (протокол № 10 заседания НТС).

Целью работы являлась разработка и обоснование способов обращения с ТК и КСУЗ реакторов РБМК после длительной эксплуатации. При рассмотрении полученных данных по разработке новой технологии обращения с облученными циркониевыми материалами, в первую очередь с циркониевыми трубами

РБМК установлено, что работы по договору выполнены в полном объеме в соответствии с требованиями Технического задания и Календарного плана.

По результатам работ выполнены требования ТРЛ 2 шаг 3.

На основе анализа результатов выполненной работы НТС рекомендовал на техническое решение «Способ извлечения циркония из облученных циркониевых материалов для снижения объема высокоактивных радиоактивных отходов» оформить правовую охрану в виде изобретения. Направить Заказчику Уведомление о создании РИД.

НТС АО «ИРМ» рекомендовал направить отчетные материалы заказчику.

Рассмотрение результатов, полученных при выполнении НИР «Проведение испытаний существующих установок в обоснование технологических решений по созданию Полифункционального радиохимического исследовательского комплекса (ПРК)», выполненной в рамках договора от 13.08.2021г. № 217/4590-Д/61/3803-Д между АО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина» и АО «ИРМ» состоялось на заседании НТС 10 октября (протокол заседания НТС № 11).

Целью работы является экспериментальное обоснование элементов технологии, закладываемых в состав Полифункционального Радиохимического исследовательского Комплекса.

Проведенный на заседании анализ показал, что работы по договору выполнены в полном объеме в соответствии с требованиями Технического задания и Календарного плана. НТС и рекомендовал направить отчетные материалы Заказчику.

Доклад начальника отдела научного и инновационного развития Глушковой Н.В. о результатах выполнения НИОКР «Изучение коррозионных повреждений, прочностных характеристик и структуры многослойного металлического материала с внутренним протектором в условиях совместного воздействия химических сред и радиоактивного излучения», выполненной в рамках договора от 02.09.2020г. № 190831.038.18.3 между АО «НПО «ЦНИИТМАШ» и АО «ИРМ» (ЕОТП МТ-85) заслушан на НТС 11 ноября с участием приглашенных специалистов отделения радиационного материаловедения (протокол № 12 НТС).

В результате обсуждения и анализа на заседании НТС проведенных экспериментов установлено, что работы по договору выполнены в полном объеме в соответствии с требованиями Технического задания и Календарного плана. Членами НТС принято решение о направлении отчетных материалов Заказчику.

Итоги выполнения НИОКР «Проведение испытаний необлученных трубчатых образцов с концентратором напряжений. Расчет напряжений и деформаций в вершине трещины трубчатых образцов с концентратором напряжений. Определение критериев распространения трещины, заключительный, этап 3, выполненной в рамках договора от 14.11.2019 № 263/2019/64/12594Д/61/3037-Д между АО «ГНЦ НИИАР» и АО «ИРМ» доложены на заседании НТС 15 ноября (протокол № 13).

Целью данной работы является разработка комплекса методик определения характеристик сопротивления разрушению образцов оболочек твэлов БН после эксплуатации.

В процессе анализа членами НТС результатов проведенных исследований установлено, что работы по договору выполнены в полном объеме в соответствии с требованиями Технического задания и Календарного плана. НТС АО «ИРМ» рекомендовал направить отчетные материалы Заказчику.

Рассмотрены результаты работ заключительного этапа НИОКР «Создание цифрового двойника ускоренных вне реакторных и реакторных испытаний кандидатных материалов», выполненной в рамках договора от 20.09.2019 № 313/1758-Д/61/2941-Д между АО «Наука и инновации» и АО «ИРМ». Проект ЕОТП-МТ-70. Заседание совета по обсуждению и анализу полученных результатов состоялось 22 ноября, протокол НТС № 14

Отмечено, что в соответствии с Техническим заданием и Календарным планом заключительный этап выполнения НИОКР посвящен созданию и верификации цифровых двойников экспериментальных установок (ускоритель ионов, ОУ реактора на быстрых нейтронах, стенда с ТМЖТ-теплоносителем).

В результате рассмотрения представленной информации установлено, что работы по договору выполнены в полном объеме в соответствии с требованиями Технического задания и Календарного плана.

Принято решение НТС признать достигнутыми заявленные в Календарном плане работ уровни технологической готовности.

С учетом полного выполнения объемов работ по договору и достижения решения поставленных в ТЗ задач, НТС АО «ИРМ» рекомендовало направить отчетные материалы Заказчику.

Совместное заседание научно-технического совета АО «ИРМ» и научных советов ИФМ УРО РАН состоялось 08.12.2021 года (протокол № 15 НТС АО «ИРМ»). На заседании присутствовали члены НТС АО «ИРМ», приглашенные специалисты предприятия. От ИФМ УРО РАН в работе заседания приняли участие - Мушников Н.В., директор ИФМ УРО РАН, Председатель Научного совета ИФМ УРО РАН по магнетизму и магнитным методам диагностики материалов и изделий, Носов А.П., заместитель директора по науке.

Тема заседания: о формировании научной программы на новом исследовательском реакторе ИВВ-3. В докладе представлены предложения ИФМ УРО РАН по программе научных работ на реакторе ИВВ-3.

Было предложено подготовить информационные материалы по преимуществам предлагаемых методов исследований с целью последующей рассылки потенциальным заказчикам, организовать рассылку запросов о заинтересованности, проработать обоснование экономической выгоды использования методик нейтронных исследований, предлагаемых ИФМ УРО РАН, поскольку Госкорпорация «Росатом» является поставщиком технологий.

В результате всестороннего обсуждения проблемы оптимального формирования научной программы работ на горизонтальных каналах нового исследовательского реактора ИВВ-3 принято совместное решение:

–Принять для дальнейшей проработки перечень методик нейтронных исследований, предложенных ИФМ УРО РАН.

–Сформировать информационные материалы для потенциальных заказчиков с описаниями характеристик и преимуществ предложенных методик.

СПИСОК АББРЕВИАТУР И СОКРАЩЕНИЙ

АЗ	- активная зона
АМБ	- атом мирный большой (водографитовый каналный реактор)
АО	- акционерное общество
АТЭЦ	- атомная теплоэлектроцентраль
АЭС	- атомная электростанция
БАЭС	- белоярская атомная электростанция
БВ	- бассейн выдержки
БН	- быстрый натриевый (тип ядерного реактора)
БРЕСТ-ОД-300	- быстрый реактор со свинцовым теплоносителем, опытно-демонстрационный мощностью 300 МВт (эл.)
ВАО	- высокоактивные отходы
ВТГР	- высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов
ГОСТ	- государственный стандарт
ГПД	- газообразные продукты деления
ГУДП	- государственное унитарное дочернее предприятие
ГЦК	- гранецентрированная кубическая (тип кристаллической решетки)
ДУВУТ	- Дистанционная установка выращивания усталостных трещин
ДУО	- дисперсно-упрочненный оксидами
ЕОТП	- единый отраслевой тематический план
ЖРО	- жидкие радиационные отходы
ЗБО	- Зона большого обогащения
ЗМО	- зона малого обогащения
ЗСО	- зона среднего обогащения
ИВВ-2М	- исследовательский водо-водяной – 2 модернизированный
ИРГ	- инертные радиоактивные газы
ИТЭР	- интернациональный термоядерный экспериментальный реактор (международный экспериментальный термоядерный реактор)
ИФМ	- институт физики металлов
ИЯУ	- исследовательская ядерная установка
КГН	- квазигидростатического нагружения
КЗК	- корпус защитных камер
КМК	- Кинетический Монте Карло
КРО	- Кластерный регулирующий орган
КСУЗ	- канал системы управления защитой
МВт	- мегаватт
МД	- Молекулярной динамики
МК	- Монте Карло
Мпа	- мегапаскаль
НДС	- напряженно-деформированное состояние
НИОКР	- научно - исследовательская и опытно - конструкторская работа
НИЦ	- научно – исследовательский центр

ННО	- низкотемпературное нейтронное облучение
НП	- Насос питательный
НТС	- научно – технический совет
ОКМК	- объектный кинетический Монте-Карло
ОТВС	- облученная (отработавшая) ТВС
ОУ	- облучательное устройство
ОУ АСУ	- облучательное устройство автоматизированной системы управления
ОЧГ	- особо чистый германий
ОЯТ	- отработавшее ядерное топливо
ПВЭМ	- Персональная вычислительная электронная машина
ПГЗРО	- пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов
ПГУ	- Парогазовая установка
ПРИ	- послереакторные исследования
ПРК	- полифункциональный радиохимический комплекс
ПУРС	- Петлевой универсальный реакторный стенд
ПЭЛ	- поглощающий элемент
ПЭМ	- просвечивающий электронный микроскоп
РАО	- радиоактивные отходы
РБМК	- реактор большой мощности канальный (тип ядерного реактора)
РИСК	- Реакторный испытательный стенд топливных композиций
РНИКС	- рассеяние нейтронов в исследовании конденсированных сред
РСА	- Рентгеноструктурный анализ
РСМА	- Рентгеноспектральный микроанализ
РУС	- пироуглерод
САО	- среднеактивные отходы
СИ	- система измерений
СМА	- стоки междоузельных атомов
сна	- смещение на атом
СНУП	- смешанное нитридное уран-плутониевой (тип ядерного топлива)
СП	- скорость ползучести
СПЭМ	- специализированная полупроводниковая электронная машина
ССМТД	- статистическая модель миграции точечных дефектов
СССР	- союз советских социалистических республик
СТ	- чедловая точка
СУЗ	- система управления и защиты
СФ НИКИЭТ	- Свердловский филиал Научно-исследовательского и конструкторского института энерготехники
СЭМ	- сканирующий электронный микроскоп
ТВС	- тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	- тепловыделяющий элемент
ТД	- точечные дефекты
ТК	- топливный компакт или топливный канал (от контекста)

ТП	- Технологический процесс
ТРО	- твёрдые радиоактивные отходы
ТФМ ОУ	- теплофизический макет обличительного устройства
УрО РАН	- Уральское отделение Российской академии наук
УТМ	- универсальный технологический модуль
ФГУП	- федеральное государственное унитарное предприятие
ЦК КПСС	- центральный комитет коммунистической партии советского союза
Шт.	- штук
ЩК	- щелевая коррозия
ЭГК	- электрогенерирующих каналов
ЭЛС	- электронно-лучевая сварка
ЭЛСС	- электронно-лучевое сварное соединение
ЭСТ	- энергии седловой точки
ЭУ	- экспериментальное устройство
Эфф.	- эффективный
ЯД	- ядра дислокации
ЯМ	- ядерные материалы
ЯЭУ	- ядерная энергоустановка