

На правах рукописи



Бакланов Виктор Владимирович

**ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ КОРИУМА С КОРПУСОМ
ВОДО-ВОДЯНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА
ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ**

Специальность 01.04.07 Физика конденсированного состояния

АВТОРЕФЕРАТ

диссертации на соискание учёной степени
кандидата технических наук

Томск - 2017

Работа выполнена в Юргинском технологическом институте (филиал) Федерального автономного образовательного учреждения высшего образования «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» и в Филиале «Институт атомной энергии» Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр» Республики Казахстан (ИАЭ РГП НЯЦ РК).

Научный руководитель: **Градобоев Александр Васильевич**, доктор технических наук, профессор

Официальные оппоненты: **Клопотов Анатолий Анатольевич**, доктор физико-математических наук, профессор, Томский государственный архитектурно-строительный университет, профессор кафедры прикладной механики и материаловедения
Прибатурин Николай Алексеевич, доктор технических наук, Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт теплофизики им. С. С. Кутателадзе, Сибирского отделения Российской академии наук, главный научный сотрудник лаборатории проблем тепломассопереноса

Ведущая организация: Федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт физики прочности и материаловедения» Сибирского отделения Российской академии наук (ИФПМ СО РАН), г. Томск

Защита состоится «20» сентября 2017 года в 16:30 на заседании диссертационного совета Д212.269.02 при ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет» по адресу: 634050, г. Томск, пр. Ленина 30.

С диссертацией можно ознакомиться в научно-технической библиотеке при ФГАОУ ВО «Национальный исследовательский Томский политехнический университет», по адресу: 634050, г. Томск, ул. Белинского, 55 и на сайте <http://portal.tpu.ru/council/916/worklist>

Автореферат разослан «30» июня 2017 г.

Ученый секретарь
диссертационного совета
д. ф.-м. н.



Коровкин Михаил Владимирович

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

Актуальность работы. Увеличение безопасности таких важных техногенных объектов энергетики как АЭС на сегодняшний день является одной из значимых и приоритетных задач в мировом сообществе. Теперь уже неоднократно озабоченное реально произошедшими авариями («Three Mile Island», «Чернобыль», «Fukushima-1»), человечество признает значимость этой проблемы. Опыт эксплуатации АЭС показал, что даже при достаточно низкой вероятности (10^{-6} по оценкам МАГАТЭ) существует возможность развития тяжелой аварии, что требует особого внимания к исследованию процессов, происходящих при ее развитии, а также ее последствий.

К настоящему времени для изучения вопросов безопасности ядерных реакторов разработан целый ряд расчетных программ (кодов), где среди прочего моделируется взаимодействие расплава активной зоны реактора с его силовым корпусом.

При описании тяжелой аварии используется термин «кориум» (corium) – это расплавленная смесь частей активной зоны ядерного реактора, формируемая в процессе тяжелой аварии. Кориум состоит из компонентов ядерного топлива, продуктов деления, компонентов управляющих стержней, конструкционных материалов из поврежденных участков реактора, продуктов их химической реакции с воздухом, водой и паром, а в случае повреждения корпуса реактора, и с компонентами расплавленного бетона (основанием шахты реактора). Кроме того, кориум характеризуется остаточным тепловыделением продуктов деления.

В условиях наличия процессов нестационарного тепломассопереноса, процессов остаточного тепловыделения, изменения агрегатного состояния вещества, а также целого ряда химических реакций существует потребность в исследовательских работах по получению экспериментальных данных для верификации результатов расчетов.

Работы в области физического моделирования (далее ФМ) процессов, протекающих при тяжелой аварии в корпусе ядерного реактора, а также по исследованию формирующихся материалов являются актуальными и востребованными.

Объектом исследований в работе является материал корпуса водо-водяного энергетического реактора (ВВЭР) и продукты взаимодействия прототипа кориума с ним.

Цель диссертационной работы: исследование взаимодействия кориума с днищем силового корпуса водо-водяного энергетического реактора при тяжелой аварии путем физического моделирования.

Для достижения поставленной цели необходимо решить следующие задачи:

1. Провести анализ процессов, происходящих при взаимодействии кориума с корпусом реактора.
2. Разработать методику и выбрать оборудование для физического моделирования взаимодействия расплава прототипа кориума с корпусом реактора.
3. Провести исследование затвердевших прототипа кориума и продуктов его взаимодействия с корпусом реактора.
4. На основе экспериментальных данных разработать рекомендации для снижения вероятности выхода кориума за пределы силового корпуса реактора.

Методы исследования. Для достижения поставленной цели и решения сформулированных задач были применены методы масштабного физического моделиро-

вания высокотемпературных процессов, протекающих в корпусе аварийного реактора. Для изучения свойств металлов и образовавшихся сплавов использовали рентгеновскую дифрактометрию, рентгенофлуоресцентную спектрометрию, оптическую металлографию и электронную микроскопию.

Личный вклад автора. В диссертационной работе использовались только те результаты, в которых автору принадлежит определяющая роль. В совместных работах, написанных в соавторстве с сотрудниками научной группы, автор принимал непосредственное участие в подготовке и проведении экспериментов, в материаловедческих исследованиях, в выполнении расчетов и в интерпретации полученных результатов.

Научная новизна.

1. Обнаружены процессы образования корки на границе кориум-сталь и фрагментации кориума при остывании, которые снижают степень его воздействия на силовой корпус реактора. Предложено увеличить долю фрагментированного кориума путем повышения отвода тепла от днища корпуса реактора, а также рассечением струи расплава.

2. Установлено локализованное проникновение компонентов прототипа кориума в материал корпуса на глубину до 20 мм, при котором повреждается до 30 % площади контакта расплава с днищем реактора.

3. Результаты исследования прототипа кориума и его взаимодействия с корпусом реактора, использованы для верификации расчетных методов.

Практическая значимость.

1. Разработанный приборно-измерительный комплекс для физического моделирования процессов взаимодействия прототипа кориума с моделью днища корпуса реактора удовлетворяет критериям подобия и обеспечивает компенсацию дополнительного тепловыделения в прототипе кориума путем использования плазматрона закрытого типа. Данный комплекс может быть использован в качестве базового для исследования взаимодействия кориума с конструкционными материалами других типов водо-водяных реакторов.

2. Защита графитовых наконечников плазматрона на основе карбида циркония полностью исключает влияние углерода на исследуемые материалы и их взаимодействие при физическом моделировании.

3. Результаты исследований доказали возможность удержания кориума в силовом корпусе при тяжелой аварии. Вероятность выхода кориума за пределы корпуса может быть снижена путем рассечения струи расплава и/или применением дополнительного охлаждения днища.

Достоверность полученных в работе результатов подтверждается корректностью постановки задач и их обоснованностью, применением современной приборной базы и оборудования при выполнении работы, представительным объемом полученных экспериментальных данных, их анализом с использованием современных методов классического материаловедения и апробацией результатов исследований на практике, а также непротиворечивостью представленных данных и данных, полученных другими исследователями. Основные результаты работы вошли в базу данных МНТЦ и используются при формировании отечественных и зарубежных (ЕС, Россия, Япония) баз данных.

Апробация работы. Основные результаты работы докладывались, обсуждались и получили одобрение на научно-технических семинарах Филиала «Институт атомной энергии» НЯЦ РК (2009-2016), также содержание диссертационной работы докладывалось автором на следующих международных научно-технических конференциях, семинарах и совещаниях: Международная конференция «Ядерная энергетика в Республике Казахстан» (г. Курчатов, Казахстан, 2005 г.), Международная конференция «Ядерная энергетика в Республике Казахстан», (г. Курчатов, Казахстан, 2008 г.); Международная конференция «5th Eurasian Conference on Nuclear Sciences and its Application», (Турция, Анкара, 2008 г.); совещание контактной экспертной группы Еврокомиссии по управлению тяжелыми авариями SEG-SAM (г. Москва, Россия, 2009 г.); совещание контактной экспертной группы Еврокомиссии по управлению тяжелыми авариями SEG-SAM (г. Санкт-Петербург, Россия, 2010 г.); семинар 19th International QUENCH Workshop (г. Карлсруэ, Германия, 2013 г.); X Международная конференция «Ядерная и радиационная физика» (г. Курчатов, Казахстан, 2015 г.); VII Международная конференция «Семипалатинский испытательный полигон. Радиационное наследие и перспективы развития» (г. Курчатов, Казахстан, 2016 г.).

Положения, выносимые на защиту:

1. Защитное покрытие графитового наконечника плазматрона на основе карбида циркония позволяет исключить взаимодействие прототипа кориума с углеродом в процессе физического моделирования его удержания в корпусе водородного реактора и обеспечивает требуемое время взаимодействия кориума с корпусом.

2. При затвердевании слитка прототипа кориума, в условиях, моделирующих остаточное тепловыделение, на его поверхности формируется фрагментированный слой, который образуют несвязанные между собой частицы (средний размер фрагментов 4 – 8 мм), являющиеся продуктом разрушения поверхности слитка при остывании. В области фрагментированного слоя наблюдается минимальное взаимодействие кориума с корпусом реактора, а объем его растет вследствие увеличения отвода тепла от днища реактора.

3. Кроме эффекта проплавления стенки корпуса (толщина проплавленного слоя не превышает 2 – 3 мм) установлено локализованное проникновение компонентов прототипа кориума в материал корпуса на глубину до 20 мм при времени взаимодействия около 2 часов. При этом повреждается до 30 % от площади контакта расплава кориума с днищем.

4. Фрагментация кориума и формирование корки керамического расплава на границе кориум – сталь снижают риск выхода расплавленных материалов за пределы силового корпуса аварийного водо-водяного реактора.

Публикации. По теме диссертации опубликовано 15 научных работ, в том числе четыре статьи в изданиях рекомендованных ВАК, получено два инновационных патента Республики Казахстан № 30667, № 30668.

Объем и структура работы: диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, библиографии, трех приложений. Общий объем диссертации 163 страницы. Работа содержит 19 таблиц, 71 рисунок. Библиография включает 130 наименований.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во **введении** рассмотрена и обоснована актуальность темы, сформулированы цель и задачи работы, определены научная новизна и практическая значимость полученных результатов, представлена структура диссертационной работы и положения, выносимые на защиту.

В **первой главе** проведен анализ состояния проблемы по исследованиям тяжелых аварий на АЭС. На основании известных литературных данных проведен обзор существующих методов исследования взаимодействия материалов активной зоны ядерного реактора при тяжелых авариях. При этом рассмотрены, как теоретические, так и экспериментальные методики (физическое моделирование процессов) исследований тяжелых ядерных аварий. Основной акцент сделан на методах исследования материалов в рамках внутрикорпусного удержания расплава активной зоны и используемом оборудовании. На основании анализа имеющихся данных сформулирована цель данной работы и основные задачи, которые необходимо решить для ее достижения.

Во **второй главе** описан объект исследований - корпус ВВЭР-1000 и продукты взаимодействия прототипа кориума с ним. Выбранный реактор, благодаря его удачной конструкции, имеет широкое применение, как в России, так и за рубежом.

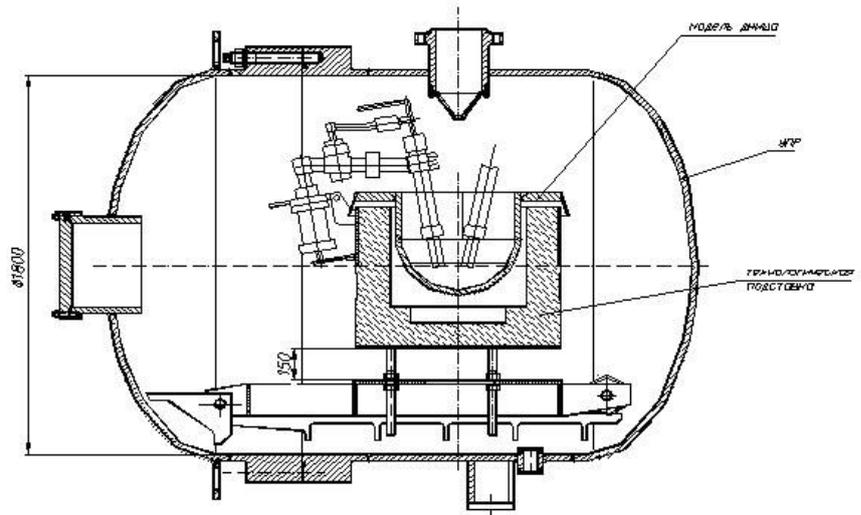
Далее приведено описание установки ЛАВА-Б (ИАЭ РГП НЯЦ РК), которая в данной работе использована в качестве базового оборудования. Экспериментальная установка ЛАВА-Б позволяет проводить физическое моделирование взаимодействия прототипа кориума. Внешний вид установки представлен на рис. 1. В ее состав входят электроплавильная печь (ЭПП) индукционного типа и устройство приема расплава (УПР), в которое могут быть установлены различные экспериментальные секции такие как модель днища силового корпуса реактора, бетонные ловушки с исследуемыми защитными и жертвенными материалами и т.д.

Печь индукционного типа предназначена для подготовки расплава различных композиций, состоящих из материалов активной зоны реактора (UO_2 , ZrO_2 , Zr и др.), и его слива в экспериментальную секцию, размещенную в УПР. ЭПП представляет собой графитовый тигель, размещенный в цилиндрическом многovitковом индукторе с магнитопроводами. ЭПП позволяет получать около 60 кг расплава прототипа кориума.

Также в данной главе описан многофункциональный экспериментальный стенд «ВЧГ-135», который позволил провести все необходимые поддерживающие и методические эксперименты с расплавом прототипа кориума небольшого объема (200 мл). Кроме того, на данном стенде проводились эксперименты по исследованию теплопроводности, применяемых для модели днища реактора (МДР) теплоизоляционных материалов, а также выполнены испытания модернизированного узла для измерения температуры в ЭПП установки ЛАВА-Б.



а



б

Рисунок 1 - Экспериментальная установка ЛАВА-Б: а) внешний вид; б) УПР.

Представлен анализ преимуществ и недостатков установки ЛАВА-Б, на основании которого сделан вывод о том, что выявленные недостатки установки не позволяют обеспечить критерии подобия при ФМ взаимодействия кориума с корпусом реактора. При этом в качестве критериев подобия использовали:

1. Идентичность физико-химических процессов, протекающих при формировании расплава кориума и при его взаимодействии с корпусом.
2. Компенсация остаточного тепловыделения в кориуме.
3. Идентичность температурных режимов в зоне взаимодействия кориума с корпусом реактора.
4. Длительность взаимодействия кориума с корпусом реактора.

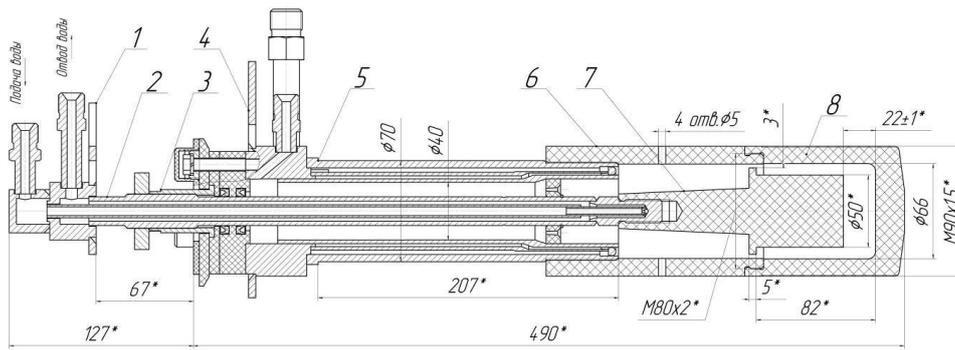
Для достижения требуемых параметров приборно-измерительного комплекса (ПИК) при ФМ взаимодействия кориума с корпусом реактора, установка ЛАВА-Б была подвергнута модернизации.

Модернизация плазматрона. Устранение недостатков (неустойчивая работа, низкая эффективность нагрева и т.п.) системы нагрева на основе плазматронов открытого типа было осуществлено за счет разработки конструкции плазматрона закрытого типа, которая показана на рис. 2. Эффективность теплообмена между поверхностью наконечника плазматрона и прототипом кориума и снижение удельной плотности электрического тока в графитовых наконечниках были обеспечены увеличением диаметра наконечника плазматрона с 70 мм до 90 мм. Таким образом, суммарная мощность устройства для имитации остаточного тепловыделения из пяти плазматронов после ее модернизации стала достигать 90 кВт.

Введение данных конструктивных изменений плазматрона потребовало усовершенствования системы водо- и газоснабжения базовой установки. Выполнена модернизация информационно-измерительной системы, что позволило увеличить количество каналов измерения тока и напряжение плазматронов, расход и температуру охлаждающей воды и т.д.

Для проверки новой конструкции плазматрона был выполнен ряд экспериментов, на основании которых были определены оптимальные рабочие ре-

жимы, уточнена геометрия графитовых наконечников, выбран состав газовой смеси и определен ресурс его работы.



- 1 - токоподвод внутреннего электрода;
- 2 - электрод внутренний; 3 - втулка изоляционная; 4 - токоподвод внешнего электрода;
- 5 - электрод наружный; 6 - втулка графитовая;
- 7 - наконечник внутренний; 8 - наконечник наружный

Рисунок 2 - Схема коаксиального плазматрона закрытого типа.

При этом были установлены зависимости мощности плазматрона от расстояния между наконечниками внешнего и внутреннего электродов и оценена скорость эрозии графитового наконечника внутреннего электрода. Температура внешнего наконечника плазматрона в различных точках при испытании представлена на рис. 3.

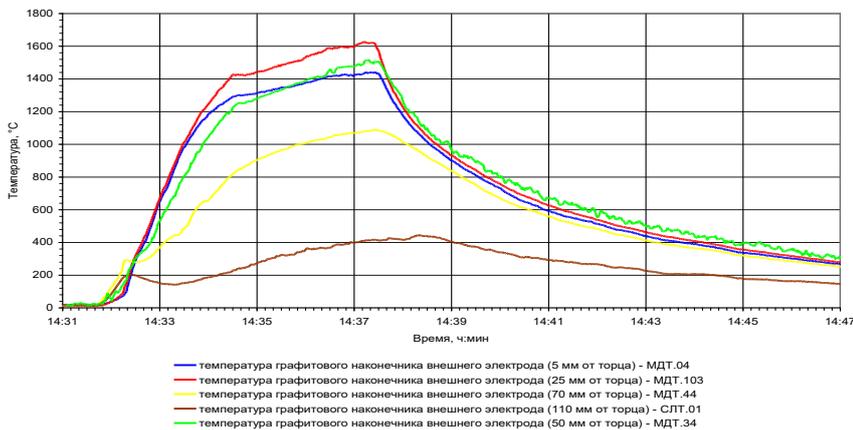


Рисунок 3- Температура внешнего наконечника электрода (МДТ и СЛТ условные обозначение датчиков в ИИС).

де прототипа кориума. Для ограничения взаимодействия расплава кориума с наконечником плазматрона было разработано защитное покрытие на основе карбида циркония (ZrC). Формирование такого защитного покрытия на наконечнике плазматрона выполнялось на с использованием высокотемпературном стенде «ВЧГ-135» по специально разработанной технологии (патент № 30668).

Для получения равномерного покрытия на боковой поверхности наконечника протачивалась метрическая резьба с шагом 1,5 мм, в которую навивалась циркониевая проволока диаметром 0,9 мм. На торцевой поверхности наконечника выполнялась кольцевая нарезка с профилем подобно резьбе, где размещались циркониевые пластинки толщиной 2 мм (см. рис. 4). Кроме того, такого рода подготовка поверхности перед созданием покрытия позволяла улучшить адгезию покрытия к графиту.

Таким образом, выполненные экспериментальные исследования доказали эффективность использования плазматрона закрытого типа для решения задачи компенсации тепловыделения в прототипе кориума.

Одним из основных ограничивающих факторов работы плазматрона являлся низкий ресурс работы графитовых наконечников в химически агрессивной среде прототипа кориума.



Подготовка наконечника к нанесению покрытия

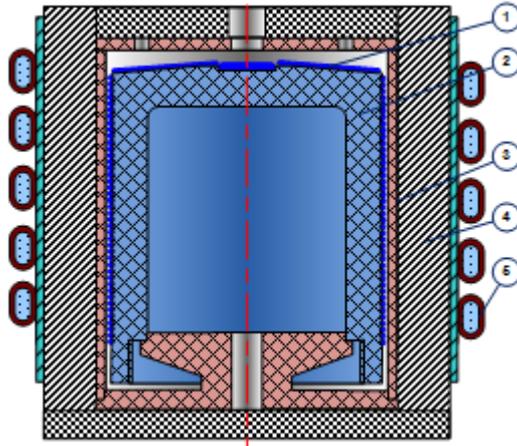


Схема нанесения покрытия на наконечник: 1- цирконий, 2- наконечник плазматрона, 3- нагреватель, 4-теплоизоляция, 5- индуктор



Наконечник с покрытием

Рисунок 4 - Нанесение защитного покрытия.

Эрозионная стойкость наконечников плазматрона с покрытием на основе карбида циркония проверялась в отдельных экспериментах путем плавления прототипа кориума в специально изготовленном корпусе. Результаты экспериментальных испытаний плазматрона полностью согласуются с предварительными теплогидравлическими расчетами. При этом было установлено, что при максимальной мощности плазматрона 18 кВт, температура поверхности наконечника плазматрона в прилегающем слое кориума достигает 2500°C .

Для контроля состояния покрытия наконечника плазматрона после взаимодействия с прототипом кориума выполнялись диаметральные разрезы экспериментальных устройств. Внешний вид разреза экспериментального устройства после испытаний представлен на рис. 5. Видно, что наконечник сохранил свою целостность. Далее, из материалов в зоне образования слитка, были отобраны образцы для определения фазового состава методом рентгеновской дифрактометрии

поликристаллов (исследования проводились на дифрактометре ДРОН-3, оснащенной системой регистрации RM-4). В результате фазового анализа было установлено, что основными фазами, характерными для отобранных образцов в местах плавления материала шихты, являются керамические: оксидная фаза типа $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$ с ГЦК решеткой двуокиси урана и условная оксикарбидная фаза $(\text{Zr}_x\text{U}_{1-x})(\text{O}, \text{C}, \text{N})_{1-y}$ с ГЦК решеткой карбида циркония. Состав оксидной фазы варьируется от фаз исходных двуокисей урана и циркония до растворов с приблизительным составом $\text{U}_{\sim 0,6}\text{Zr}_{\sim 0,4}\text{O}_2$.

Также в фазовый состав материала фрагментов слитка входит фаза $\alpha\text{-Zr}(\text{O})$. Кроме того, был выполнен фазовый анализ и металлографические исследования фрагментов самого покрытия, отобран-



Рисунок 5- Вид поверхности разреза.

ного после экспериментов, которые показали целостность покрытия и подтвердили отсутствие карбидных фаз в области затвердевшего прототипа кориума.

Таким образом, применение покрытия из карбида циркония внешней поверхности графитового наконечника плазматрона показало его надежность по отношению к оксидным компонентам кориума при температуре выше 2500°C и возможность сохранения работоспособности узла в требуемом диапазоне температур и времени.

Модернизация ЭПП. Доработка конструкции ЭПП проводилась с целью снижения влияния углерода графитового тигля на состав прототипа кориума в процессе приготовления расплава, а также для более равномерного нагрева материала шихты и повышения качества контроля температуры внутри тигля. Таким образом, модернизации были подвергнуты тигель ЭПП и средства контроля температуры. В процессе работы были внесены определенные коррективы в саму процедуру нагрева шихты в ЭПП, учитывающие физико-химические и термические процессы в системе «шихта – плавильный тигель» и рассмотрена технология создания защитного покрытия на внутренней стенке плавильного тигля на основе карбида циркония (патент № 30667).

Для повышения точности измерения температуры кориума в процессе его разогрева и плавления в ЭПП с применением инфракрасного пирометра, был изменен узел визирования пирометра. При этом была разработана схема измерений на основе модели «большая полость с малым отверстием» и выполнены расчеты температуры предложенной схемы. Проведенные эксперименты на стенде «ВЧГ-135» показали работоспособность предложенной схемы контроля температуры в ЭПП с использованием нового узла визирования пирометра и подтвердили повышение точности измерения температуры. Для расширения диапазона измеряемых температур и улучшения метрологических характеристик был использован пирометр спектрального отношения MIKRON M780 (диапазон измерения от 1000 до 3000°C , погрешность не более $\pm 0,5\%$).

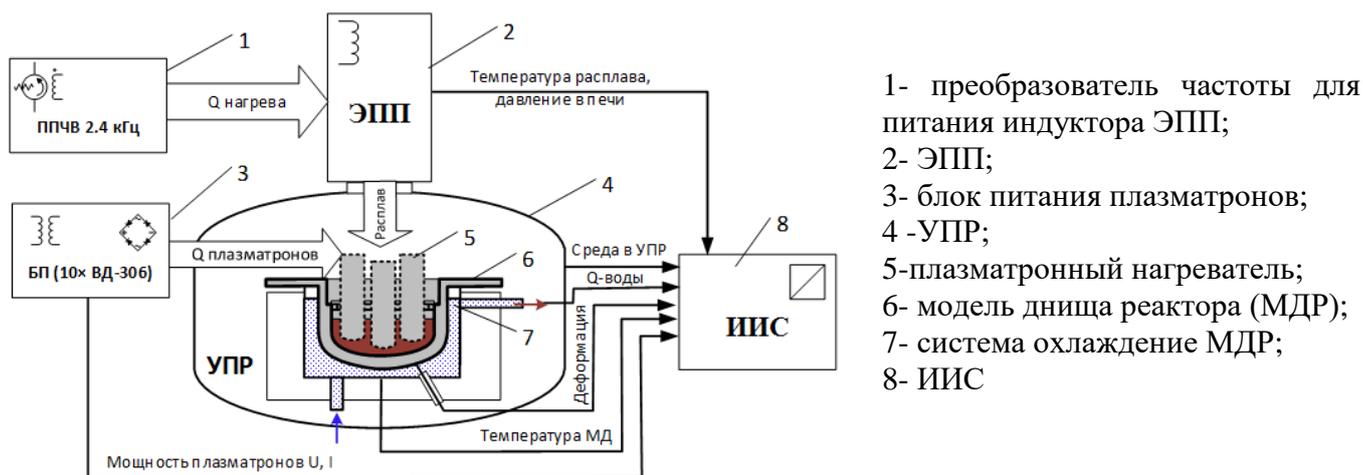


Рисунок 6 – Схема приборно-измерительного комплекса.

Таким образом, путем модернизации базовой установки разработан ПИК для ФМ взаимодействия кориума с силовым корпусом ВВЭР, позволяющий варьировать условия взаимодействия расплава прототипа кориума с материалами реактора в достаточно широком диапазоне. Общая структурная схема ПИК представлена на рис. 6. ПИК позволяет осуществлять ФМ по взаимодействию с конструкционными

материалами других типов реакторов. Показано, что ПИК удовлетворяет критериям подобия физического моделирования.

В третьей главе представлена разработанная методика ФМ взаимодействия кориума с днищем корпуса реактора. Для корректного ФМ процессов, происходящих при удержании расплава кориума в корпусе реактора, были выполнены предварительные расчеты МДР с учетом разработанной конструкции ПИК и параметров плазматронов для имитации остаточного тепловыделения. Расчеты были выполнены в рамках проекта INVECOR, совместно со специалистами Научно-исследовательского технологического института (НИТИ) им. А. П. Александрова, на основании полученных при выполнении данной работы экспериментальных данных на стенде «ВЧГ-135» и установке ЛАВА-Б с одним плазматроном. В результате расчетов было установлено, что с помощью профилированной внешней теплоизоляции можно существенно поднять температуру внутренней поверхности МДР (до $\sim 1200^\circ\text{C}$) и повысить равномерность ее разогрева пятью плазматронами. На рис. 7 показано температурное поле на внутренней поверхности МДР с внешней теплоизоляцией.

Расчеты показали, что величиной и распределением температуры по высоте внутренней поверхности МДР можно управлять путем выбора типа и толщины теплоизоляции наружной поверхности модели. Таким образом, применение разработанной дополнительной теплоизоляции позволяет обеспечить требуемую для ФМ равномерность распределения температуры на внутренней поверхности МДР.

Для уменьшения тепловых потерь с поверхности расплава прототипа кориума за счет излучения при высокой температуре после его слива, был разработан специальный экран, который устанавливался над поверхностью расплава в МДР.

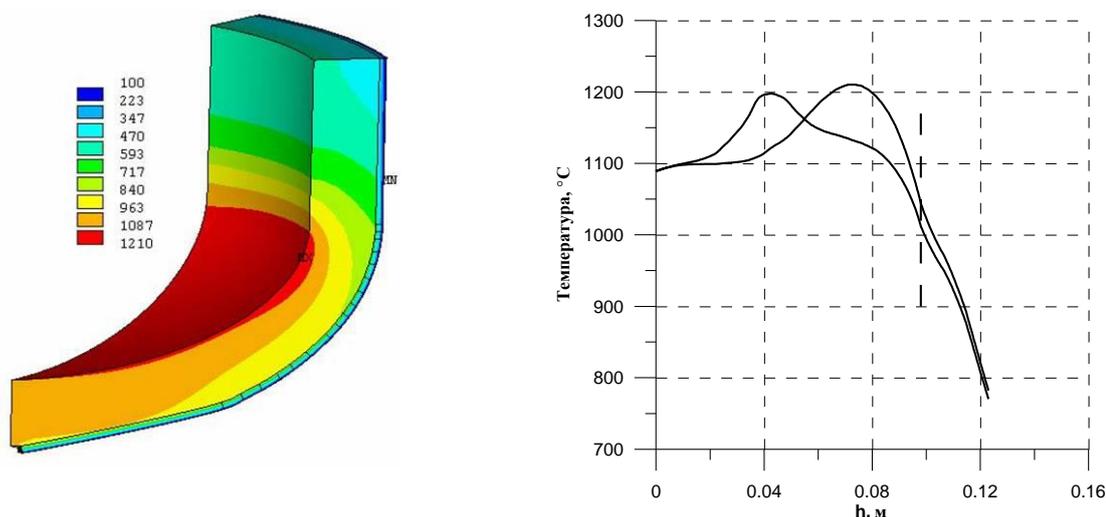


Рисунок 7 – Температурное поле МДР (тепловая проводимость теплоизоляции $\lambda/\delta = 100$ на расстоянии от центра $\sim 120\text{мм}$).

В связи с тем, что стоимость МДР из корпусной стали 15Х2НМФА-А оказалась очень высокой, а также в виду необходимости лицензирования экспорта/импорта таких изделий, модель днища была изготовлена из обычной углеродистой стали 20. В стенку МДР в наиболее напряженных и интересных с точки зрения ФМ местах, которые выбирались с учетом оценки ожидаемого уровня расплава кориума, запрес-

совывались образцы из исследуемой корпусной стали 15Х2НМФА-А. Уровень расплава в МДР определялся из известного значения массы расплава прототипа кориума и его оценочной плотности (около 9 г/см^3).

Каждый такой образец был препарирован четырьмя термопарами хромель-алюмель, расположенными на разной глубине, что позволяло фиксировать температурную картину в процессе эксперимента. На рис. 8 показана схема МДР для проведения исследований.

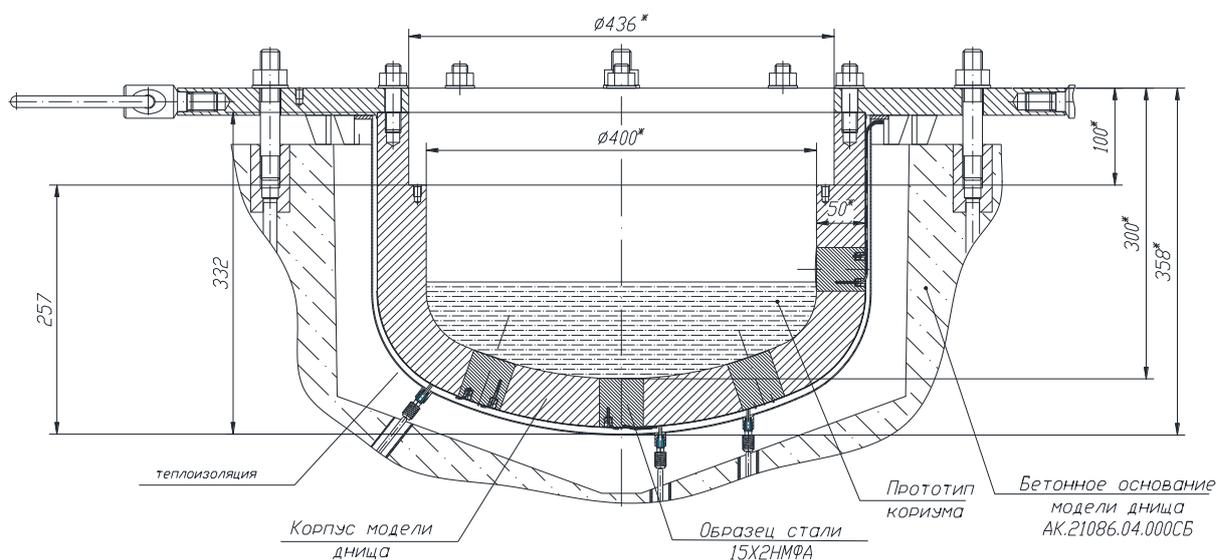


Рисунок 8 – Схема модели днища реактора.

В качестве прототипа реального кориума выбран расплав материалов, эквивалентных материалам активной зоны, а именно: цирконий и его сплав Э125, в качестве компонента, соответствующего оболочки твэла, таблетки двуокси урана пониженного обогащения, в качестве продукта окисления оболочки твэла в процессе развития аварии, в смесь добавлен диоксид циркония. Стальной компонент, в виду его агрессивности к графитовому плавильному объему, из шихты ЭПП был исключен. Таким образом, в качестве шихты для получения расплава прототипа кориума в ЭПП ПИК был выбран следующий состав, в весовых процентах: UO_2 – 76,2 %; ZrO_2 – 9,3 %; Zr – 14,5 %. Исходная загрузка плавильного тигля ЭПП включала в себя диоксид обедненного урана в виде таблеток blankets реактора БН-350, металлический цирконий в виде пластин и стержней, а также окись циркония в виде мелкодисперсного порошка. Общая масса кориума определялась максимально возможной массой шихты, которую можно расплавить в ЭПП (около 60 кг).

После выполнения подготовительных работ по сборке отдельных узлов, осуществлялся монтаж ПИК.

На первом этапе исследований требуемая масса шихты прототипа кориума была загружена в ЭПП и проведено ее плавление, при этом контролировались следующие параметры: температура в ЭПП, давление, подводимая мощность и интегральная энергия.

Полученный, таким образом, расплав прототипа кориума сливался в МДР. Разрушение пробки и слив расплава осуществлялся при достижении температуры внутри тигля $\sim 2600^\circ\text{C}$. Перед сливом расплава прототипа кориума были включены

плазматронные нагреватели с целью предварительного разогрева стенок МДР до 200 - 250°C. Время разогрева не превышало 12 – 15 минут. На стадии предварительного нагрева охлаждение внешней поверхности МДР было отключено. После слива расплава в МДР произведена замена аргона в плазматроне на смесь аргона и азота для повышения его мощности.

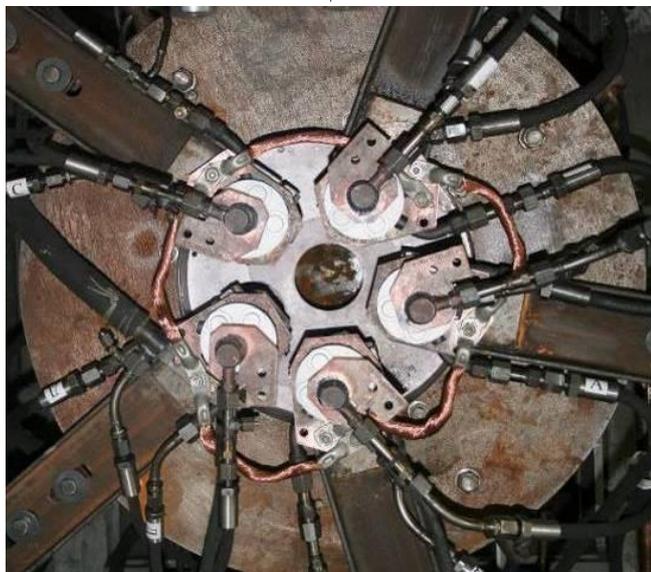


Рисунок 9 – Модель дна реактора в силовом корпусе ПИК.

риума, макросъемкой параметров его расположения и внешнего вида, выполнялся отбор образцов для проведения материаловедческого анализа продуктов эксперимента. Демонтаж экспериментального устройства требовал строго индивидуального подхода для получения достоверной информации о положении материала в МДР, его состоянии, соответственно весь процесс подробно фотографировался и тщательно документировался.

Материаловедческие исследования проводились в лаборатории, которая имеет разрешение и условия для работ с радиоактивными материалами. Применялись классические методы материаловедения с использованием, рентген-флуоресцентного элементного, рентгеновского-фазового анализом, оптической и электронной микроскопии, гранулометрического анализа ситовым методом.

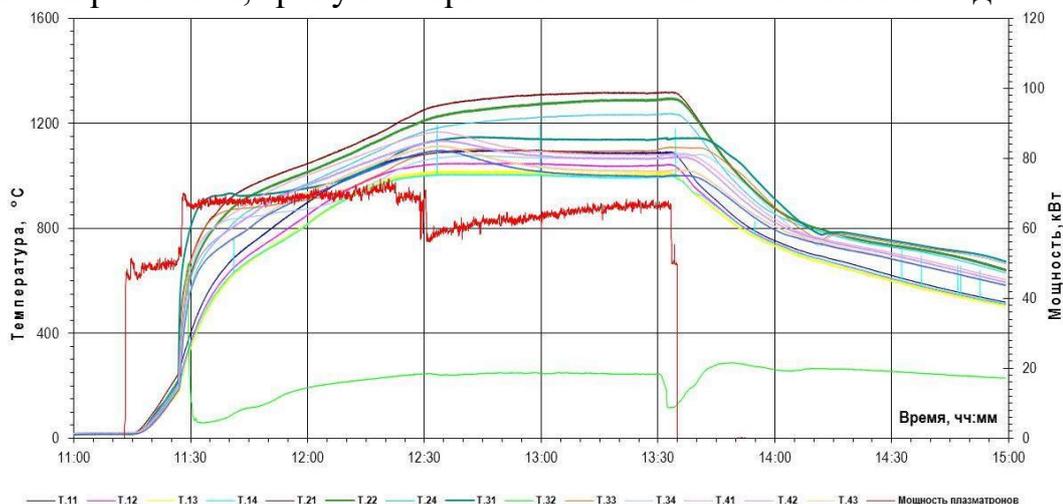


Рисунок 10 – Изменение температуры стенки МДР, эксперимент INVECOR-4.

На рис. 9 показан внешний вид МДР с устройством для имитации остаточного тепловыделения. В ходе эксперимента выполнялась регистрация параметров МДР, охлаждающей жидкости и газовой среды. Также в процессе разогрева МДР фиксировалась деформация корпуса с помощью 4-х установленных датчиков перемещения индукционного типа.

В процессе экспериментов были получены зависимости, описывающие изменение температуры стенки МДР во времени (см., например, рис. 10).

По завершению каждого эксперимента производился демонтаж МДР с извлечением затвердевшего прототипа ко-

Всего в рамках представленной работы было реализовано пять интегральных экспериментов с использованием разработанного ПИК в выбранной конфигурации МДР. В таблице приведены основные измеренные параметры данной серии исследований. Длительность экспериментов составляла до 2 часов, при этом объемное тепловыделение в кориуме, за счет работы устройства для имитации остаточного тепловыделения, составляло от 6 до 10 Вт/см³, что соответствовало постулированным значениям феноменологического описания тяжелой аварии.

В четвертой главе представлены результаты исследования затвердевшего прототипа кориума и его взаимодействия с днищем корпуса реактора.

После извлечения МДР из УПР ПИК, демонтажа плазматронов и завершению отбора затвердевшего прототипа кориума из МДР выполнялся анализ полученных образцов. В таблице 1 представлены основные параметры серии экспериментов INVECOR по физическому моделированию взаимодействия прототипа кориума с МДР.

Таблица 1 - Условия и основные результаты экспериментов серии INVECOR.

Параметр	Эксперимент					
	INVECOR-1	INVECOR-2	INVECOR-3	INVECOR-4	INVECOR-5	
Масса шихты в ЭПП (С-32), г	60015	60025	60017	60035	59690	
Кориум в МДР (пред), г	10000	9400	-		-	
Всего кориума в эксперименте, г	70015	69425	60017	60035	59690	
Кориума в МДР, г	47040	68928	58445	55370	50395	
Количество материала в МДР, %	рыхлая	10,9	33,9	27,8	49,8	34,8
	слиток	89,1	66,1	72,2	50,2	65,2
Интегральная энергия в ЭПП, МДж	325	308	310	310	290	
Температура при сливе кориума, °С	2560	2570	2680	2640	2530	
Мощность плазматронов, кВт	65	75	78	75	70	
Время работы плазматронов, мин.	60	60	60	130	24	
Температура пред. прогрева МДР, °С	70	120	180	250	180	
Максимальная температура МДР, °С	820	1050	1350	1400	1340	
Температура экрана (Т _а), °С	800	800	1000	900	800	

В результате всего комплекса процедур демонтажа, для всех проведенных экспериментов, были построены схемы состояния и распределения по вертикальному сечению МДР, полученных продуктов взаимодействия исследуемых материалов. На рис. 11 представлены схемы, построенные после INVECOR-4 и INVECOR-5. Отметим, что в данных экспериментах моделировалось максимальное и минимальное время взаимодействия кориума с корпусом реактора.

В результате демонтажа МДР установлено, что во всех случаях затвердевший прототип кориума представлял собой сплошной слиток, покрытый слоем фрагментированного кориума.

Материаловедческие исследования проводились для всех типов извлеченных материалов: несвязанных частиц (фрагментированный кориум), компактного материала в виде слитков, отдельных характерных образцов на границе кориум-сталь и образцов корпусной стали.

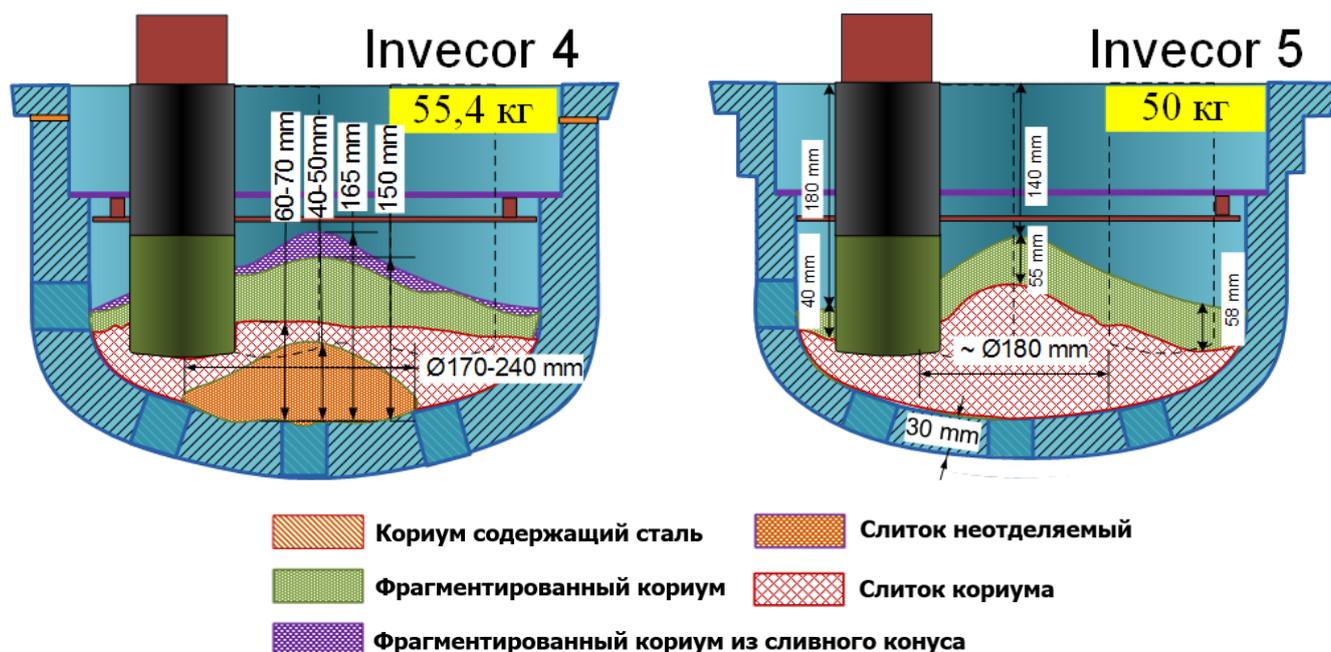


Рисунок 11 - Конфигурация прототипа кориума в МДР.

Результаты, представленные в таблице 1, позволяют сделать вывод о том, что доля фрагментированного кориума в зависимости от условий ФМ изменяется в диапазоне от 10 до 50 %.

Основная часть фрагментированного кориума представляла собой частицы плоской формы (рис. 12). Особенности морфологии частиц, характер их поверхности и результаты структурных исследований позволяют сделать вывод о том, что данные частицы являются частью разрушенного вследствие термомеханических процессов слитка. Кроме того, в извлеченном из модели днища материале эксперимента INVECOR-4, были обнаружены характерные конгломераты связанных (спаянных) частиц в виде пластин, что может быть объяснено смывом основной массой расплава корки затвердевшего на холодных частях экспериментального устройства, разбрызганной при сливе части кориума.



Рисунок 12 – Фрагменты затвердевшего кориума, эксперимент INVECOR-4.

В результате анализа экспериментальных данных установлено, что наибольшая доля фрагментированного кориума обнаружена в экспериментах с более высокой

температурой в зоне взаимодействия и длительностью моделирования удержания расплава в корпусе (INVECOR-3, INVECOR-4).

Механизм образования фрагментированного материала может быть связан с несколькими процессами: разбрызгиванием части расплава, сопровождающимся быстрым затвердеванием его на относительно холодных поверхностях модели корпуса и термомеханическим разрушением поверхности слитка кориума при его остывании (средний размер фрагментов от 4 до 8 мм). При этом объем фрагментированного слоя растет в процессе отвода тепла от днища реактора.

Результаты усредненного фазового и элементного анализа двух выделенных слоев фрагментированного кориума эксперимента INVECOR-4 представлены в таблице 2.

Таблица 2 - Результаты анализа фазового и элементного состава образцов фрагментированного кориума.

Образец	Фазовый состав	Относительное весовое содержание элементов, %			U/Zr
		Zr	U	Fe	
Слой 1 (средний)	UO ₂ (0,547 нм); U _{0,85} Zr _{0,15} O ₂ (0,546±0,540 нм); ZrO ₂ ^{МКЛ} ; ZrO ₂ ^Т ; U _{0,5} Zr _{0,5} O ₂ (0,533 нм); U ₃ O ₈	21,9	77,6	0,5	3,6
Слой 2 (средний)	U _{0,94} Zr _{0,06} O ₂ (0,545 нм); U _{0,8} Zr _{0,2} O ₂ (0,546±0,540 нм); ZrO ₂ ^{МКЛ} ; ZrO ₂ ^Т ; α-Zr(O); U _{0,5} Zr _{0,5} O ₂ (0,533 нм); U ₃ O ₈	31,2	68,0	0,8	2,2

Результаты металлографических исследований, фазового и элементного анализов образцов слитка в модели корпуса позволили сделать вывод о том, что основной фазовый состав образцов материала слитка практически идентичен, что говорит об однородности расплава как на момент слива расплава, так и на момент затвердевания. Отсутствие же признаков карбидных фаз в материале слитка свидетельствовало об оправданности предпринятых мер по защите от влияния углерода на результаты экспериментов. Характерная макроструктура шлифов слитка после эксперимента INVECOR-4 приведена на рис. 13.

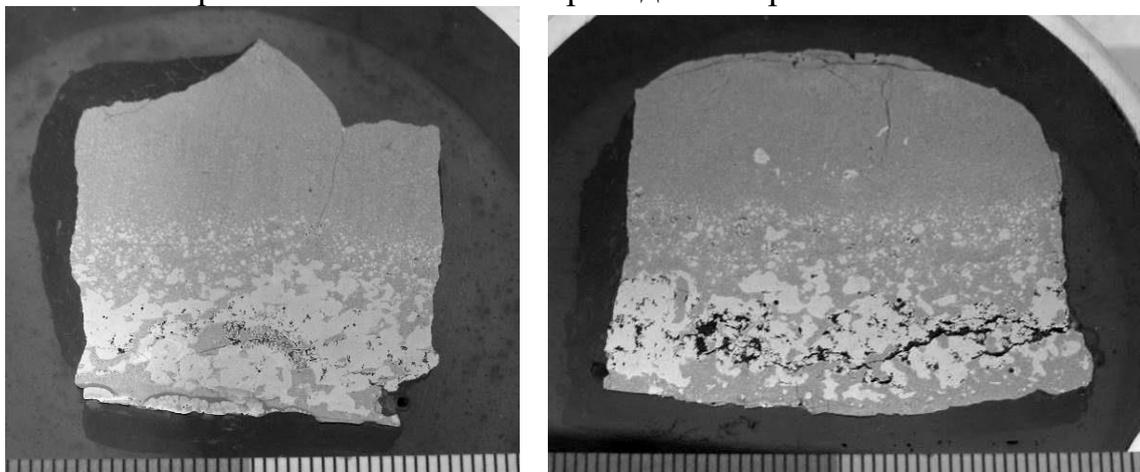


Рисунок 13 - Микроструктура слитка прототипа кориума INVECOR-4.

В образцах слитка у границы со сталью МДР зафиксированы железосодержа-

щие фазы $(U,Zr)Fe_2$, Zr_2FeOX с кубической решеткой пространственных групп $Fd3m$ и $Fm3m$.

Особое внимание уделялось исследованию донной области слитка, граничащей (относится к словосочетанию «донной области») со сталью, где наблюдался слой материала толщиной около 1 мм, содержащий продукты взаимодействия кориума со сталью модели корпуса. Увеличенные изображения этой области до и после травления (травитель - царская водка) представлены на рис. 14.

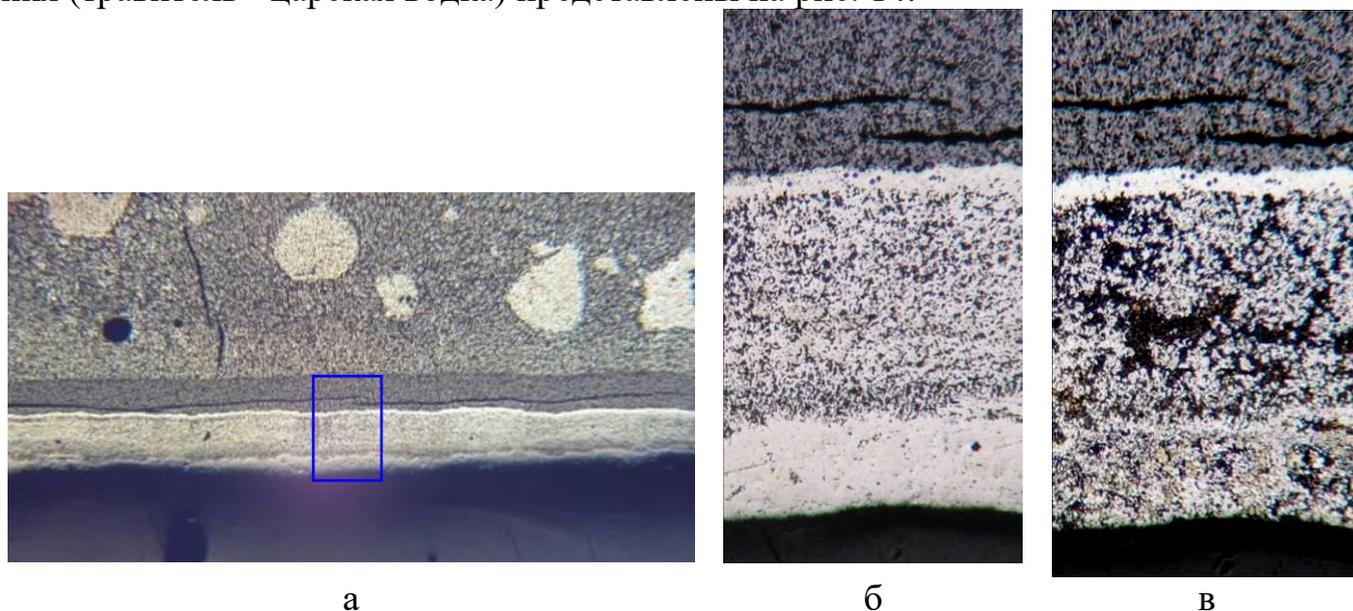


Рисунок 14 - Зоны взаимодействия кориума со сталью: а) металлографический шлиф; б) увеличенный фрагмент до травления; в) после травления

Заметному воздействию травителя подверглись лишь части структурных составляющих ниже тонкого светлого слоя, расположенного под более широким темным слоем материала. В остальной части слитка травитель не оказал заметного воздействия ни на одну из структурных составляющих.

Основной отличительной особенностью фазового состава этих образцов является присутствие большого количества железосодержащих интерметаллидных фаз $ZrFe_3$, $(Zr,U)Fe_2$ и металлической фазы $\alpha-Fe$. Именно эти фазы подвергались действию кислотного травителя.

В качестве общей картины результатов исследований была построена следующая картограмма (см. рис. 15), иллюстрирующая общие результаты фазового анализа материала эксперимента INVECOR-4. Для других экспериментов были получены подобные результаты, за исключением эксперимента INVECOR-2, где присутствие железосодержащих фаз имело отличную от других картину в области расположения листов нержавеющей стали.

Аналогичные исследования были выполнены для всех слитков, полученных в экспериментах INVECOR. При этом результаты были идентичны.

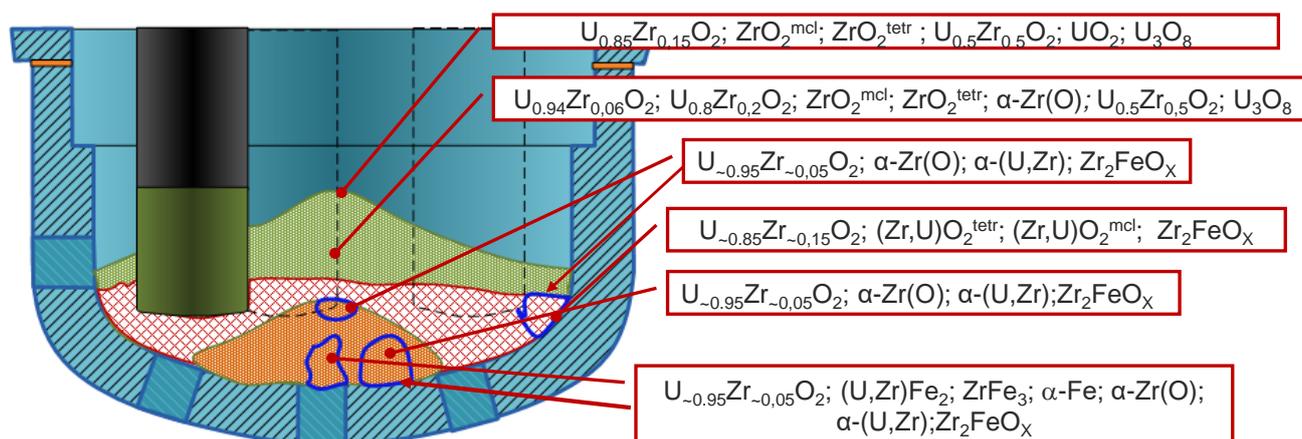


Рисунок 15 - Общие результаты фазового анализа материала эксперимента INVECOR-4.

После извлечения прототипа кориума исследовалось состояние образцов корпусной стали. Вид внутренней поверхности МДР после эксперимента INVECOR - 4 представлен на рис. 16 а. Из рисунка видно, что наибольшему воздействию подверглась центральная часть МДР. Далее, для выполнения более подробных исследований, из центральной области был извлечен образец стали. Металлографический шлиф, полученный при диаметральном разрезе стального образца приведен на рис. 16 б.

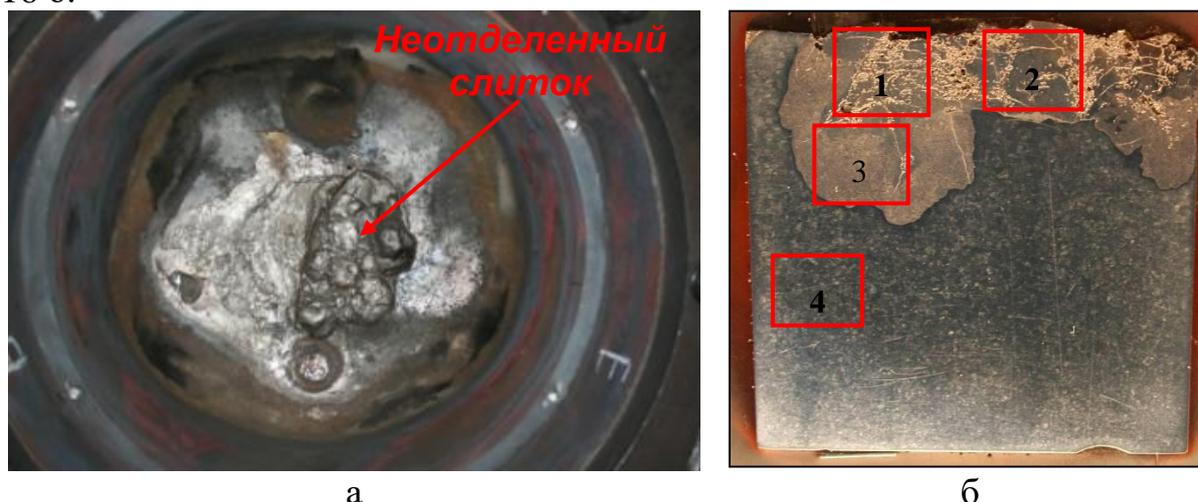


Рисунок 16 – Внутренняя поверхность МДР (а) шлиф стального образца (б).

Для получения информации по фазовому и полуколичественному элементному составу были проведены исследования областей, показанных на рис. 15, результаты анализа приведены в таблице 3.

Таблица 3 – Фазовый и элементный состав выделенных зон.

Зона	Фазовый состав	Концентрация элементов, % вес		
		Zr	U	Fe
1	$(U,Zr)Fe_2$ ($a_0 \approx 0,703 \div 0,710$ нм); $\alpha-Fe$ ($a_0 \approx 0,287$ нм); $(Zr)(C,O)_{1-x}$ (0,468 нм)	20	60	17
2	$(U,Zr)Fe_2$ ($a_0 \approx 0,705$ нм); $\alpha-Fe$ ($a_0 \approx 0,287$ нм); $(Zr)(C,O)_{1-x}$ (0,468 нм)	25	60	15
3	$(U,Zr)Fe_2$ ($a_0 \approx 0,704 \div 0,708$ нм); $\alpha-Fe$ ($a_0 \approx 0,287$ нм); $(Zr)(C,O)_{1-x}$ (0,468 нм)	15	60	20
4	$\alpha-Fe$ ($a_0 \approx 0,287$ нм)	-	-	97

Из рис. 16 б видно, что глубина зоны физико-химического взаимодействия кориума со сталью в этом эксперименте составила около 20 мм (при общей толщине стенки 50 мм). Отмечается достаточно четкая граница между исходным материалом и продуктами взаимодействия. Данный эффект локального проплавления, скорее всего, связан с массообменом в процессе формирования относительно легкоплавких соединений стали (эвтектик) с компонентами прототипа кориума, при таком взаимодействии часть металлических компонентов кориума внедряется в стенку реактора вытесняя базовый материал.

Для исследования структурных изменений по высоте образца из корпусной стали, полученного в эксперименте INVECOR-5, также был подготовлен металлографический шлиф (см. рис. 17) поперечного сечения.

Однако данный образец сильно отличался по характеру повреждения от предыдущего (INVECOR-4), на поперечном шлифе визуально фиксировался лишь небольшой слой повреждения относительно равномерный по глубине (максимальная глубина составляла около 2 мм).

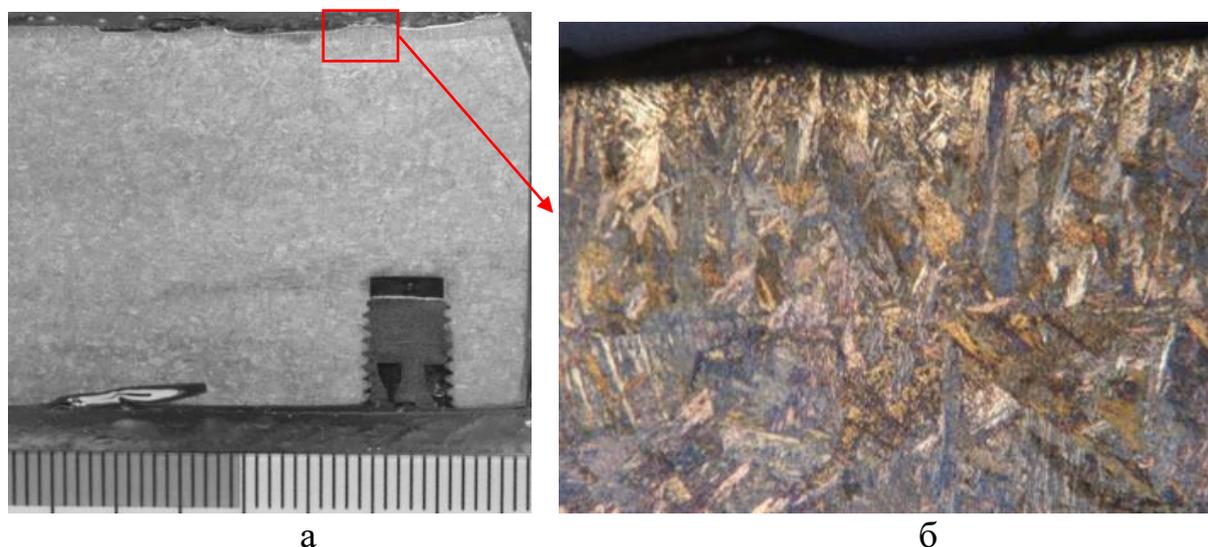


Рисунок 17 – Шлиф образца стали эксперимент INVECOR-5 (а), микроструктура поверхностного слоя (б).

Результаты элементного микроанализа также показали присутствие урана в выявленных включениях, при этом основные включения являются интерметаллидной фазой $(Zr,U)Fe$. В элементном составе матричной структуры не обнаружено присутствие циркония и урана. На рис. 18 приведены карты распределения основных элементов, полученные на ЭДС спектрометре при анализе поверхности шлифа для более наглядного восприятия распределения компонентов кориума в приповерхностном слое образца стали INVECOR-5.

Результаты исследований материала, расположенного в приграничной области с прототипом кориума, представляют неоднозначную, сложную картину. В образцах конструкционной стали корпуса реактора 15X2НМФА-А фиксируется небольшой, порядка от 2 до 3 мм, диффузионный слой. Как правило, в данном случае на границе «кориум – сталь» присутствует корка расплава, препятствующая взаимодействию «жидкий расплав/жидкая сталь». Однако, по мере роста времени и температуры взаимодействия, происходит образование более легкоплавких соединений, что способ-

ствует формированию локальных проникновений компонентов прототипа кориума в материал корпуса и повреждения становятся более существенными.

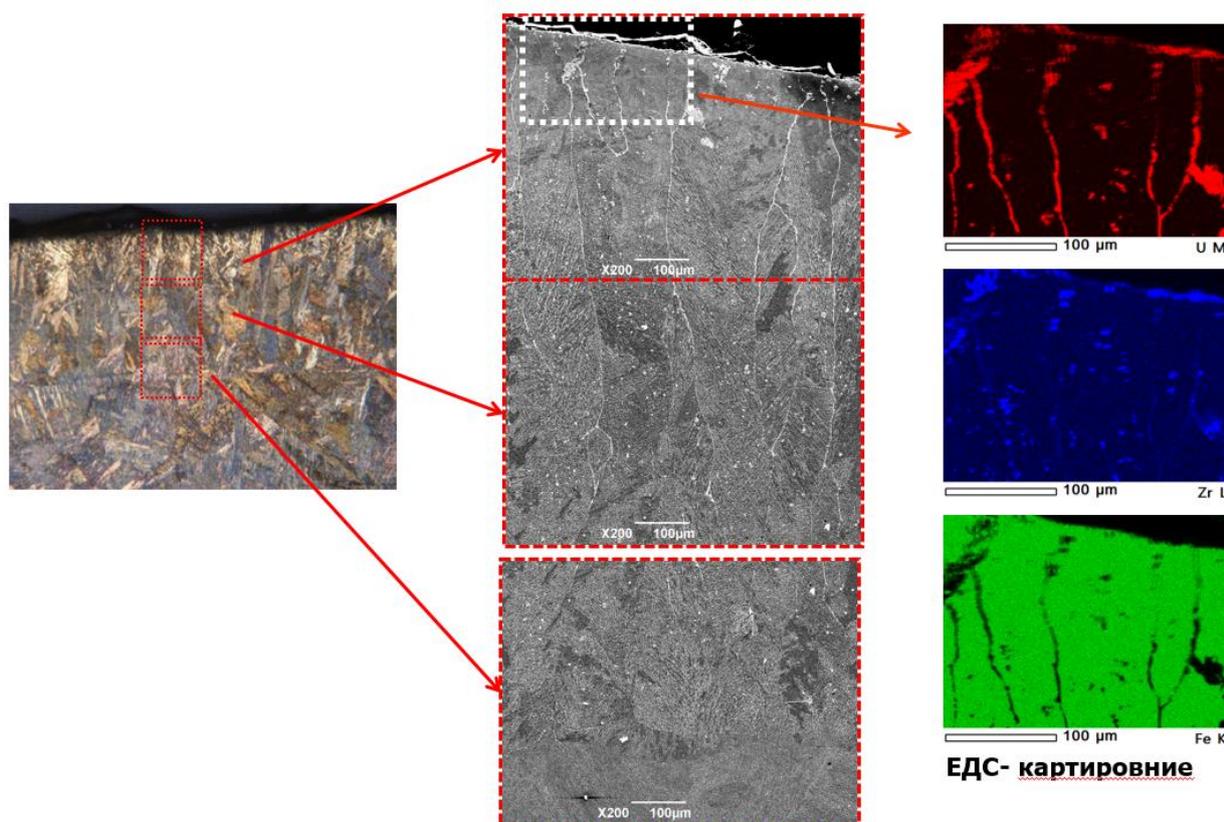


Рисунок 18- Карты распределения основных элементов в поверхностном слое образца стали INVECOR-5.

Таким образом, в результате исследований, для образца INVECOR-5 установлен характер взаимодействия кориума с материалом МДР, получена оценка глубины проникновения компонентов прототипа кориума в материал корпуса, определен состав материала в зоне повреждения, идентифицированы образовавшиеся фазы и определена их микротвердость.

В дополнение следует отметить, что также были исследованы образцы стали экспериментов INVECOR-2, INVECOR-3, а также образец (№2) INVECOR-4 вне зоны не отделившегося слитка при этом были получены результаты достаточно близкие к результатам, описанным выше для образцов INVECOR-5. Это позволяет сделать вывод об идентичности механизма взаимодействия кориум-сталь во всех этих случаях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Разработан приборно-измерительный комплекс на основе установки ЛАВА-Б для физического моделирования процессов взаимодействия прототипа кориума с моделью днища силового корпуса водо-водяного реактора, который удовлетворяет критериям подобия и обеспечивает компенсацию дополнительного тепловыделения в прототипе кориума путем использования плазматрона закрытого типа.

2. Комплекс используется в филиале «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК для экспериментальных исследований, что подтверждается актом

внедрения. В настоящее время комплекс применяется для изучения процессов взаимодействия кориума с конструкционными материалами кипящего реактора типа BWR, аналогичного энергоблоку на АЭС «Fukushima-1».

3. Разработанное защитное покрытие графитового наконечника плазматрона на основе карбида циркония позволяет исключить взаимодействие прототипа кориума с углеродом в процессе моделирования удержания кориума в корпусе аварийного реактора, а также увеличить длительность взаимодействия прототипа кориума с материалом корпуса.

4. Внедренное защитное покрытие графитового тигля электроплавильной печи на основе карбида циркония позволяет исключить взаимодействие прототипа кориума с углеродом в процессе приготовления его расплава.

5. Разработана методика проведения физического моделирования физических и физико-химических процессов, протекающих в силовом корпусе ядерного реактора при тяжелой аварии.

6. Представлены результаты исследования путем физического моделирования взаимодействия расплава прототипа кориума с моделью днища силового корпуса реактора ВВЭР-1000 при тяжелой аварии.

7. Выполненные эксперименты по физическому моделированию подтвердили вероятность удержания расплава кориума в днище аварийного реактора.

8. При затвердевании слитка прототипа кориума в условиях, моделирующих остаточное тепловыделение, на поверхности расплава кориума формируется фрагментированный слой, который образуют несвязанные между собой частицы кориума (средний размер фрагментов 4 - 8 мм), являющиеся продуктом разрушения поверхности слитка при остывании. При этом объем фрагментированного слоя растет с увеличением отвода тепла от днища реактора.

9. Фрагментация кориума и формирование корки керамического расплава на границы кориум – сталь снижают риск выхода расплавленных материалов за пределы силового корпуса аварийного реактора.

10. Установлен характер взаимодействия расплава прототипа кориума с днищем реактора, представлены оценки глубины взаимодействия, определен состав материала в зонах взаимодействия, идентифицированы образовавшиеся фазы.

11. Исследования затвердевших слитков прототипа кориума показали, что материал слитка в основном однородный с микроструктурой, характерной для оксидно-металлического кориума и состоит из двух основных структурных составляющих: твердый раствор $(U,Zr)O_2$ с ГЦК решеткой двуокиси урана и α -фаза металлического циркония, стабилизированная кислородом $\alpha-Zr(O)$. Также в образцах присутствовала в небольших количествах фаза на основе кристаллической решетки α -урана $\alpha-(U,Zr)$. Наблюдаемая микроструктура соответствуют основному фазовому составу материала слитка, определенному по результатам рентгенографического фазового анализа.

12. Кроме эффекта проплавления стенки корпуса (толщина проплавленного слоя не превышает 2 – 3 мм), установлено локализованное проникновение компонентов прототипа кориума в материал корпуса на глубину 20 мм. При этом повреждается до 30 % от площади контакта расплава кориума с корпусом, что

необходимо учитывать при проектировании силового корпуса реактора.

13. На основании выполненных исследований разработаны рекомендации, направленные на снижение вероятности выхода расплава кориума за пределы силового корпуса аварийного реактора.

14. Основные результаты работы вошли в базу данных МНТЦ и используются при формировании отечественных и зарубежных баз данных России, Японии, ЕС.

Основные публикации автора по теме диссертации

Публикации в центральных изданиях, рекомендованных ВАК РФ

1. **Baklanov, V.V.** Zirconium carbide coating for corium experiments related to water-cooled and sodium-cooled reactors / K. Plevacova, C. Journeau, P. Piluso, V. Zhdanov, V. Baklanov, J. Poirier // Journal of Nuclear Materials, 2011, vol. 414, p. 23-31.

2. **Baklanov, V.V.** Severe accident research in the core degradation area: An example of effective international cooperation between the European Union (EU) and the Commonwealth of Independent States (CIS) by the International Science and Technology/Center. D. Bottomley, J. Stuckert, P. Hofmann, L. Tocheny, M. Hugon, C. Journeau, B. Clément, S. Weber, S. Guentay, Z. Hozer, L. Herranz, A. Schumm, F. Oriolo, E. Altstadt, M. Krause, M. Fischer, V.B. Khabensky, S.V. Bechta, M.S. Veshchunov, A.V. Palagin, A.E. Kiselev, V.I. Nalivaev, A.V. Goryachev, V.S. Zhdanov. V. Baklanov // Nuclear Engineering and Design, №252, 2012, p.226-241.

3. **Бакланов, В.В.** Разработка методики имитации остаточного тепловыделения в прототипе кориума / В.В. Бакланов, А.В. Градобоев, В.С. Жданов, М.К. Скаков, И.М. Кукушкин // Известия вузов «Физика», 2014, ноябрь. Том 57. с.230-235

4. **Baklanov, V.V.** Development of the Technique to Simulate Residual Heading Corium Prototype / V.V. Baklanov, A.V. Gradoboev, V.S. Zhdanov // Applied Mechanics and Materials, Vol. 770, pp. 130-136, 2015.

Патенты Республики Казахстан

5. **Бакланов, В.В.** Способ нанесения защитного барьерного покрытия из карбида циркония на внутреннюю поверхность графитового тигля/ Бакланов В.В., Скаков М.К., Жданов В.С. и др. // Инновационный патент РК на изобретение №30667, бюлл. №12 (I), опубл. 15.12.2015.

6. **Бакланов, В.В.** Способ получения высокотемпературного эрозионно-стойкого защитного покрытия на основе карбида циркония на внешней поверхности плазмотронного нагревателя / Скаков М.К., Бакланов В.В., Жданов В.С. и др.// Инновационный патент РК на изобретение №30668, бюлл. №12 (I), опубл. 15.12.2015.

Публикации в других изданиях

7. **Бакланов, В.В.** Изучение способов защиты графитового тигля от эрозии при плавлении тугоплавких оксидных материалов / В.С. Жданов, В.В. Бакланов, И.М.Кукушкин // Вестник НЯЦ РК. - Вып. 2, май 2003.

8. **Baklanov, V.** Facility for LWR Core Materials Studies at High Temperature, Proceedings of ICAPP'05 congress / V. Zhdanov, V. Baklanov // Seoul – Korea – 2005, may 15-19 –paper 5242.1.

9. **Бакланов, В.В.** Экспериментальное исследование процессов при удержании расплава кориума в корпусе реактора (INVECOR) / В.В. Бакланов, В.С. Жданов, Е.В. Малышева // Вестник НЯЦ РК.–2009, март. – Вып.1. –С.55-65.

10. **Бакланов, В.В.** Поддерживающие эксперименты в обоснование конструкции устройства для моделирования остаточного тепловыделения в проекте INVECOR / В. В. Бакланов, В. С. Жданов, Е.В. Малышева, И.М. Кукушкин, В.И. Игнашев, М.И. Кукушкин, А.В. Микиша, В.В. Зверев // Вестник НЯЦ РК.– 2009. – Вып. 1.– С. 66-76.

11. **Baklanov, V.V.** Study of the processes of corium-melt retention in the reactor pressure vessel (INVECOR) / V. Zhdanov, V. Baklanov, P. D. W. Bottomley, A. Missoedov, T. W. Tromm, Ch. Journeau, E. Altstadt, B. Clement, F. Oriolo // Proc. of ICAPP'11, Nice, France, May 2-5, 2011 Paper 11375.

12. **Бакланов, В.В.** Исследование тепловых и физико-химических процессов при экспериментальном моделировании удержания расплава кориума в корпусе легководного реактора (проект INVECOR) / Бакланов В.В., Васильев Ю.С., Жданов В.С., Колодешников А.А., Кукушкин И.М., Paul David W. Bottomley, Christophe Journeau // Вестник НЯЦ РК.–2013, март. – Вып.1. –С.47-57.

13. **Бакланов, В.В.** Эксперименты по изучению процессов при удержании кориума в корпусе реактора. – Тезисы X Междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика», 8-11 сент. 2015 г., Курчатов, НЯЦ РК, 2015, С. 42.

14. **Бакланов, В.В.** Исследования взаимодействия прототипа кориума с конструкционной сталью SUS304 при моделировании тяжелой аварии на АЭС / В.В. Бакланов, М.К. Скаков, Е.Т. Коянбаев, В.А. Зуев, Е.Е. Сапатаев, А.Ж. Миниязов, И.М. Кукушкин, Е.А. Кожахметов // Вестник НЯЦ РК.–2016, сентябрь. – Вып.3. – С.120-127.

15. **Бакланов, В.В.** Экспериментальные исследования по взаимодействию имитатора кориума с конструкционными материалами реактора АЭС «FUKUSHIMA-1» / Бакланов В.В., Гречаник А.Д., Ситников А.А., Скаков М.К. // Тезисы VII Междунар. конф. «Семипалатинский испытательный полигон. Радиационное наследие и перспективы развития, Курчатов, 21-23 сент. 2016 г.» – Павлодар, Дом Печати, 2016, с.133.