

Юргинский технологический институт (филиал) федерального государственного
автономного образовательного учреждения высшего образования
«Национальный исследовательский Томский политехнический университет»

Республиканское государственное предприятие «Национальный ядерный центр»
Республики Казахстан филиал «Институт атомной энергии»

на правах рукописи

БАКЛАНОВ ВИКТОР ВЛАДИМИРОВИЧ

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

Специальность 01.04.07 - Физика конденсированного состояния

ДИССЕРТАЦИЯ

на соискание учёной степени кандидата технических наук

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

Томск - 2017

ОГЛАВЛЕНИЕ

Условные обозначения, сокращения, основные термины и определения	4
ВВЕДЕНИЕ.....	6
ГЛАВА 1. ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С КОНСТРУКЦИОННЫМИ МАТЕРИАЛАМИ РЕАКТОРА ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ (ОБЗОР ЛИТЕРАТУРЫ).....	12
1.1 Аварии на ядерных реакторах АЭС	12
1.2 Сценарии развития тяжелой аварии	16
1.3 Удержание кориума в корпусе реактора.....	21
1.4 Расчетные методы исследования взаимодействия кориума с материалами реактора	25
1.5 Экспериментальные методы исследования взаимодействия кориума с материалами реактора.....	27
1.6 Исследования взаимодействия кориума со сталью	34
1.6.1 Формирования кориума в активной зоне реактора при тяжелой аварии	34
1.6.2 Взаимодействие кориума с корпусом аварийного реактора	36
Выводы к Главе 1	39
ГЛАВА 2. ОБЪЕКТ ИССЛЕДОВАНИЙ И ИСПОЛЬЗУЕМОЕ ОБОРУДОВАНИЕ	41
2.1 Обоснование выбора объекта исследований.....	41
2.2 Базовое оборудование. Установка ЛАВА-Б.....	42
2.2.1 Электроплавильная печь	45
2.2.2 Датчики для измерения температуры в ЭПП.....	49
2.2.3 Устройство приема расплава	49
2.2.4. Компенсация дополнительного тепловыделения в прототипе кориума	51
2.3 Базовое оборудование. Стенд для высокотемпературных, теплофизических и материаловедческих исследований ВЧГ-135	53
2.4 Модернизация установки ЛАВА-Б	56
2.4.1 Модернизация ЭПП	56
2.4.2 Модернизация средств измерения ЭПП	59
2.4.3 Обоснование выбора способа компенсации остаточного теповыделения	60
2.4.4 Модернизация плазматрона	63
2.5 Приборно-измерительный комплекс (ПИК) для физического моделирования взаимодействия кориума с днищем корпуса реактора.....	74

Выводы к Главе 2	76
ГЛАВА 3. МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С ДНИЩЕМ КОРПУСА РЕАКТОРА.....	77
3.1 Выбор прототипа кориума	77
3.2 Конструкция модели днища корпуса реактора.....	78
3.3 Разработка теплоизоляции для внешней поверхности МДР	82
3.4 Подготовка МДР для исследований.....	85
3.5 Физическое моделирование взаимодействия кориума с МДР	87
3.5.1 Эксперимент INVECOR-1	88
3.5.2 Эксперимент INVECOR-2	88
3.5.3 Эксперимент INVECOR-3	89
3.5.4 Эксперимент INVECOR-4	90
3.5.5 Эксперимент INVECOR-5	92
3.6 Методика исследований взаимодействия прототипа кориума с МДР	93
Выводы к Главе 3	95
ГЛАВА 4. ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПРОТОТИПА КОРИУМА С ДНИЩЕМ КОРПУСА РЕАКТОРА.....	96
4.1 Общий анализ состояния кориума в МДР	96
4.2 Исследование фрагментированного кориума	99
4.3 Исследования затвердевшего слитка кориума	105
4.4 Исследование взаимодействия кориума со сталью	117
4.4.1 Исследование образца стали INVECOR-4	120
4.4.2 Исследование образца стали INVECOR-5.....	124
4.4.3 Сопоставление характера повреждения стали в различных экспериментах	131
4.5 Рекомендации по повышению вероятности удержания кориума в днище аварийного реактора	132
Выводы к Главе 4	134
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	136
Список литературы	139
Приложение А	155
Приложение Б.....	156
Приложение В.....	160

Условные обозначения, сокращения, основные термины и определения

АЭС – атомная электростанция.

АЧТ – абсолютно черное тело.

ВВЭР – водо-водяной энергетический реактор.

ИАЭ РГП НЯЦ РК – Филиал «Институт атомной энергии» Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр», Республика Казахстан.

ИИС – информационно - измерительная система.

СЭМ – сканирующая электронная микроскопия.

МДР – модель днища корпуса реактора.

МНТЦ – Международный научно-технический центр.

ПИК – приборно-измерительный комплекс для физического моделирования взаимодействия прототипа кориума с днищем реактора.

УПР – устройство приема расплава.

ФМ – физическое моделирование.

ЭПП – электроплавильная печь.

CEG-SAM (Contact Expert Group on Severe Accident Management) – контактная экспертная группа Еврокомиссии по управлению тяжелыми авариями (в ядерных реакторах).

BWR – легководный кипящий реактор.

INVECOR – Study of the processes of corium-melt retention in the reactor pressure vessel – Исследование процессов при удержании кориума в корпусе реактора.

IVR-AM (In Vessel Retention – Accident Management) – удержание в корпусе – управление аварией.

FCI (Fuel – Coolant Interaction) – взаимодействие топлива с теплоносителем.

LHI (Lower Head Integrity) – целостность днища корпуса.

MCCI (Molten Core – Concrete Interaction) – взаимодействие расплава активной зоны с бетоном.

PWR (Pressurized water reactor) – реактор с водой под давлением.

Запроектная авария – авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала.

Контейнмент (анг. «containment») – защитная оболочка реактора.

Кориум (анг. «corium») – расплавленная смесь деталей 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, а также продуктов их химической реакции с воздухом, водой и паром, и в случае повреждения корпуса реактора, и с компонентами расплавленного бетона, кроме того, кориум характеризуется остаточным тепловыделением, вызванным распадом продуктов деления.

Остаточное тепловыделение – выделение тепла в расплаве активной зоны вследствие протекания реакций распада продуктов деления урана, распада актиноидов, излучения от конструкционных материалов и деления топлива нейтронами.

Проектная авария – авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа систем безопасности или одной, независимой от исходного события, ошибки персонала ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

Прототип кориума – расплав, моделирующий свойства реального кориума, который представляет собой сплав исходных веществ без наличия реакций деления.

Тяжелая запроектная авария (тяжелая авария) – запроектная авария с повреждением тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) выше максимального проектного предела, при которой может быть достигнут (или даже превышен) предельно допустимый аварийный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду.

ВВЕДЕНИЕ

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

В работе использованы результаты, полученные соискателем при выполнении проекта МНТЦ № К-1265 по программе INVECOR в период с 2006 по 2010 гг. в качестве ответственного исполнителя, а также результаты, полученные в рамках научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» (2012-2014 гг.).

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» [1], «Чернобыль» [2], «Fukushima-1» [3]), 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 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 моделирования 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 (Приложение А).

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 CEG-SAM (г. Москва, Россия, 2009 г.); совещание контактной экспертной группы Еврокомиссии по управлению тяжелыми авариями CEG-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 (Приложение Б).

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.

Автор выражает благодарность: научному руководителю диссертационной работы, доктору технических наук, профессору ЮТИ НИ ТПУ Градобоеву Александру Васильевичу; руководителю предприятия ИАЭ НЯЦ РК, доктору физико-математических наук, профессору Скакову Мажыну Канапиновичу; руководителю проекта МНТЦ К-1265, кандидату технических наук Жданову Владимиру Семеновичу за оказанную практическую и методическую помощь при выполнении исследований, а также постоянное внимание и рекомендации в ходе подготовки диссертации; сотрудникам отдела «Материаловедческих испытаний» ИАЭ НЯЦ РК - за активное участие в проведении материаловедческих исследований продуктов взаимодействия прототипа кориума с материалом корпуса реактора.

ГЛАВА 1. ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С КОНСТРУКЦИОННЫМИ МАТЕРИАЛАМИ РЕАКТОРА ПРИ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ (ОБЗОР ЛИТЕРАТУРЫ)

1.1 Аварии на ядерных реакторах АЭС

Одним из главных критериев функционирования такой технически сложной и потенциально опасной установки, как ядерный реактор атомной электростанции (далее АЭС), является его безопасность.

Вопросы обеспечения безопасности АЭС являются важнейшими в атомной энергетике. Им уделяется особое внимание уже на стадии проектирования станции. Большое значение в пристальном внимании к безопасности атомной энергетике имеют широко популяризированные статьи о социальных и экологических последствиях радиационных аварий [4].

В современный век развития информационных технологий информацию о произошедших авариях и их последствиях можно получить в интернете, например, на официальном сайте МЧС России в «Межведомственной информационной системе по вопросам обеспечения радиационной безопасности населения и проблемам преодоления последствий радиационных аварий реализованной в рамках Федеральной целевой программы «Преодоление последствий радиационных аварий» [5].

В настоящее время при комплексном анализе безопасности атомной станции рассматривают два базовых типа аварий – это **проектная авария** и **запроектная авария**. В существующей регламентирующей документации приводятся следующие определения данных событий [6].

Проектная авария – это авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа систем безопасности или одной, независимой от исходного события, ошибки персонала ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

Согласно рекомендациям МАГАТЭ [7], с учетом требований действующих

в настоящее время Норм радиационной безопасности НРБ-99/2009 [8] установлен общий уровень облучения не более 10 мЗв за 48 часов, что также отражено в [9].

Составление перечня исходных событий, рассматриваемых при проектной аварии, обычно основывается на инженерной оценке, а также на вероятностных соображениях, с учетом проектных особенностей конкретной АЭС [10].

Таким образом, на основании представленных выше данных можно сделать вывод о том, что при проектной аварии наблюдаемое отклонение радиационного фона должно быть строго ограничено санитарно-защитной зоной.

Запроектная авария – это авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, а также реализацией ошибочных решений персонала.

При этом может произойти выход радиоактивных продуктов в количествах, приводящих к радиоактивному загрязнению прилегающей территории (охранной зоны), возможному облучению населения выше установленных норм. В наиболее тяжелых случаях могут произойти тепловые взрывы.

На основании анализа имеющихся литературных данных и нормативных документов в отдельный вид можно выделить тяжелую запроектную аварию.

Тяжелая запроектная авария (далее тяжелая авария) – это запроектная авария с повреждением тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) выше максимального проектного предела, при которой может быть достигнут или даже превышен предельно допустимый аварийный выброс радиоактивных веществ в окружающую среду.

Наиболее яркими примерами тяжелых аварий являются такие аварии как авария на АЭС «Three Mile Island», авария на Чернобыльской АЭС и авария на АЭС «Fukushima-1» .

Кратко рассмотрим развитие перечисленных выше тяжелых аварий. Авария на АЭС «Three Mile Island» произошла в ночь с 27 на 28 марта 1979 года.

В результате ряда последовательных событий была допущена потеря теплоносителя в активной зоне реактора типа PWR, что привело к ее неконтролируемому разогреву и выбросу радиоактивных веществ в защитную оболочку реактора. В результате аварии была повреждена активная зона реактора, при этом часть активной зоны реактора расплавилась [11].

В течение длительного времени данная авария считалась крупнейшей в истории мировой ядерной энергетики. Для США эта ядерная авария является самой тяжёлой в и настоящее время. Несмотря на то, что прошло уже достаточно много времени с момента аварии на АЭС «Three Mile Island», исследование ее последствий продолжают вплоть до настоящего времени [12].

Вторая тяжелая авария случилась 26 апреля 1986 года на Чернобыльской АЭС, расположенной на территории бывшей Украинской ССР, где произошло разрушение четвёртого энергоблока. После взрывного разрушения реакторного здания в различных помещениях станции и на крыше начался пожар. Впоследствии остатки активной зоны расплавились (образовался кориум), полученная таким образом смесь из расплавленного металла, песка, бетона и фрагментов топлива растеклась по подреакторным помещениям.

В результате аварии (взрыва и плавления активной зоны реактора) произошёл выброс в окружающую среду радиоактивных веществ [13].

Данная тяжелая авария оценивается как крупнейшая в своём роде за всю историю мировой атомной энергетики, как по количеству погибших и пострадавших от её последствий людей, так и по экономическому ущербу. В ликвидации последствий этой аварии участвовало более 600 тыс. человек [14].

Основной причиной произошедшей аварии, по версии Государственной комиссии СССР, является неправильные действия оперативного персонала и руководства Чернобыльской АЭС, то есть человеческий фактор. Позже все-таки была признана и вторая причина – несовершенство конструкции реактора.

Третья тяжелая авария произошла в середине марта 2011 года. Этой аварии, как и Чернобыльской, был присвоен максимальный 7-й уровень по международной шкале ядерных событий [15].

Данная авария являлась следствием произошедшего 11 марта 2011 года землетрясения, которое было одним из сильнейших в современной истории Японии. Особый вклад в развитие этой тяжелой аварии внес удар цунами, вызванный землетрясением. Землетрясение и удар цунами вывели из строя внешние средства электроснабжения, а также резервные дизельные генераторы, что явилось причиной неработоспособности всех систем нормального и аварийного охлаждения. Отказ систем охлаждения привел к расплавлению активной зоны реакторов на 1, 2 и 3-ем энергоблоках.

В настоящее время на территории станции продолжаются работы по ликвидации последствий аварии. По оценкам японских специалистов для приведения объекта в безопасное состояние может потребоваться до 40 лет. Финансовый ущерб, включая затраты на ликвидацию последствий, затраты на дезактивацию и компенсации, оценивается более чем в 100 миллиардов долларов США. Поскольку работы по устранению последствий займут годы, можно однозначно утверждать, что сумма затрат увеличится [16].

В данный момент Японией реализуется ряд масштабных проектов по подготовке к утилизации аварийных реакторов и снижению последствий радиационного воздействия на окружающую среду [17, 18].

Представленные выше, достаточно краткие описания тяжелых аварий на АЭС, наглядно демонстрируют актуальность обеспечения ядерной безопасности.

Каким образом можно снизить последствия тяжелой аварии? На основании существующих рекомендаций уменьшение последствий запроектной аварии может быть достигнуто управлением аварией и/или реализацией планов мероприятий по защите персонала и населения. Этот подход является одним из основных до настоящего времени.

Ликвидация последствий тяжелой аварии направлена, прежде всего, на предотвращение распространения радиоактивных веществ за пределы первоначально загрязненной территории и включает в себя различные организационно-технические мероприятия.

Конечно же, конкретный перечень работ и порядок их планирования

определяется уровнем радиоактивного загрязнения территории, реальной загрязненностью и техническим состоянием объекта [19]. Т.е. фактически план мероприятий по устранению последствий тяжелой аварии разрабатывается по самому факту аварии на основе анализа произошедших событий.

Таким образом, при рассмотрении различных видов аварий на АЭС, упомянутых выше, можно сделать вывод о том, что к настоящему времени недостаточно проработана нормативно-техническая документация, которая бы предусматривала возможности снижения рисков развития тяжелой аварии на стадии проектирования.

1.2 Сценарии развития тяжелой аварии

Рассмотрим наиболее вероятные сценарии развития тяжелых аварий на примере легководного реактора ВВЭР, ближайшим аналогом которого является зарубежный реактор PWR. В настоящее время для реактора PWR имеются реальные данные по взаимодействию расплава кориума с силовыми стенками корпуса реактора, поскольку этот тип реактора эксплуатировался на АЭС «Three Mile Island» в момент аварии [20, 21]. Полученные при анализе данной тяжелой аварии практические сведения и легли в основу разработки первых достоверных сценариев развития тяжелой аварии.

Под сценарием развития тяжелой аварии в настоящее время принято понимать цикл физико-химических, а также теплофизических процессов, происходящих в активной зоне реактора в ходе ее развития, т.е. изменение параметров от времени или температуры.

Основой сценария является логическая последовательность, описывающая очередность и взаимосвязь наблюдаемых процессов, которая позволяет осуществить моделирование наблюдаемых явлений, как в отдельности, так и комплексно. Существует несколько подходов к созданию сценария, описывающего развитие тяжелой аварии. Рассмотрим наиболее типичные подходы.

Достаточно широко процессы, протекающие в аварийном реакторе, раскрыты в работе [22]. На рис. 1 представлен сценарий развития тяжелой аварии в ядерном реакторе в виде диаграммы, которая отражает процессы физико-химического взаимодействия компонентов, образование жидких фаз и эвтектических смесей в разрушающейся активной зоне реактора ВВР при тяжелой аварии [22].

В данном случае мы имеем дело со сценарием, который описывает наблюдаемые процессы в зависимости от температуры в активной зоне реактора, что позволяет анализировать процессы формирования расплава активной зоны реактора.

Известно, что на практике возможность внутрикорпусного удержания расплава активной зоны была подтверждена при тяжелой аварии на реакторе АЭС «Three Mile Island» [23]. Более подробно концепция внутрикорпусного удержания расплава активной зоны реактора (кориума) рассмотрим позднее.

Сценарий, представленный на рис. 1, позволяет осуществить теоретическое и экспериментальное моделирование отдельных этапов общего процесса развития тяжелой аварии. Под теоретическим моделированием в данном случае мы понимаем разработку соответствующих компьютерных моделей (кодов).

Рассмотрим другой возможный способ создания сценария тяжелой ядерной аварии. В ходе изучения последствий аварии и работ по устранению ее последствий на АЭС «Three Mile Island» была восстановлена картина состояния реактора, которая показана на рис. 2. В данном случае фактически рассматривается состояние реактора и его конструктивных компонентов после завершения активной фазы развития тяжелой аварии, т.е. имеем дело с финальной стадией развития тяжелой аварии.

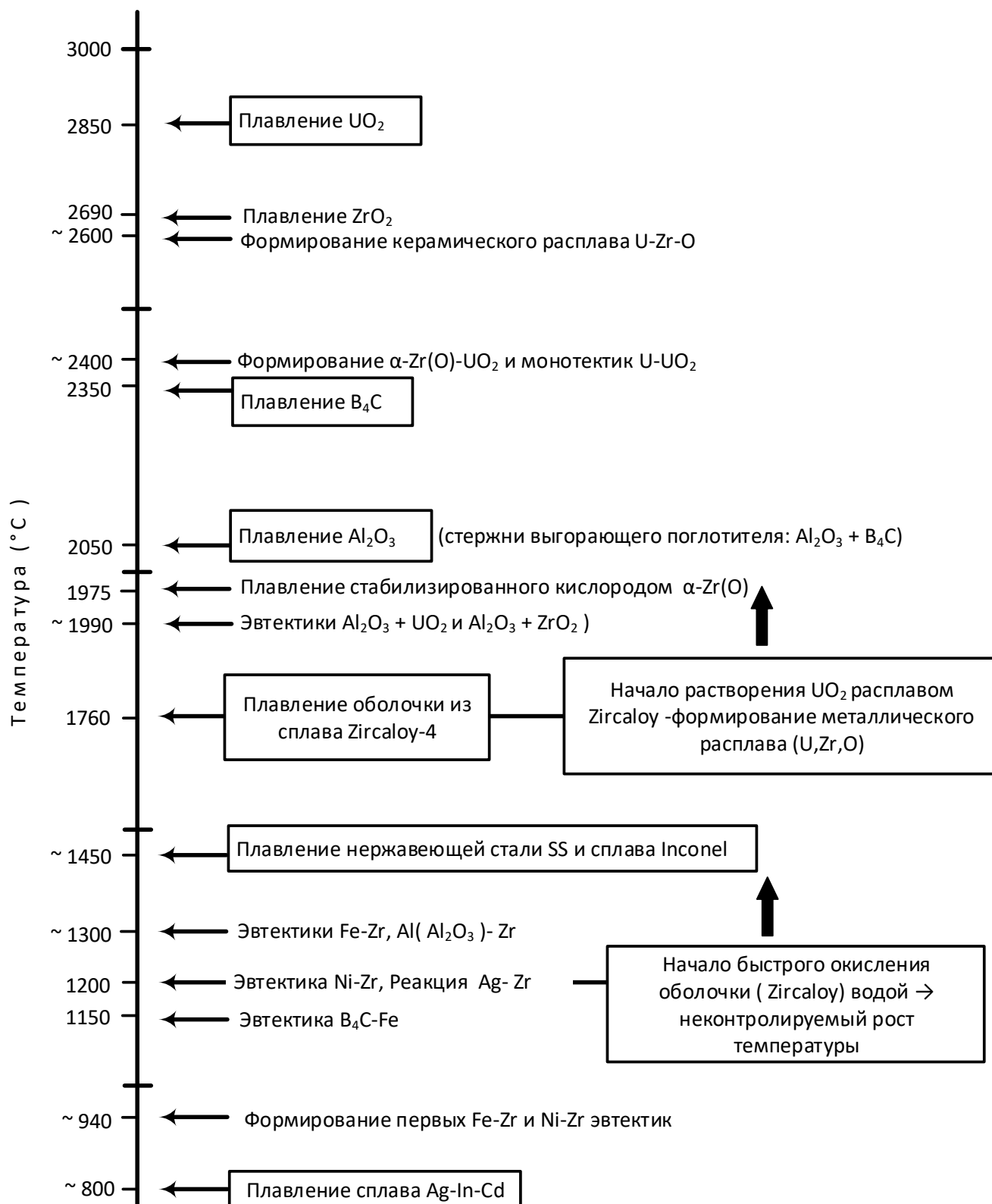


Рисунок 1 – Процессы физико-химического взаимодействия и деградации материалов активной зоны аварийного реактора [22]

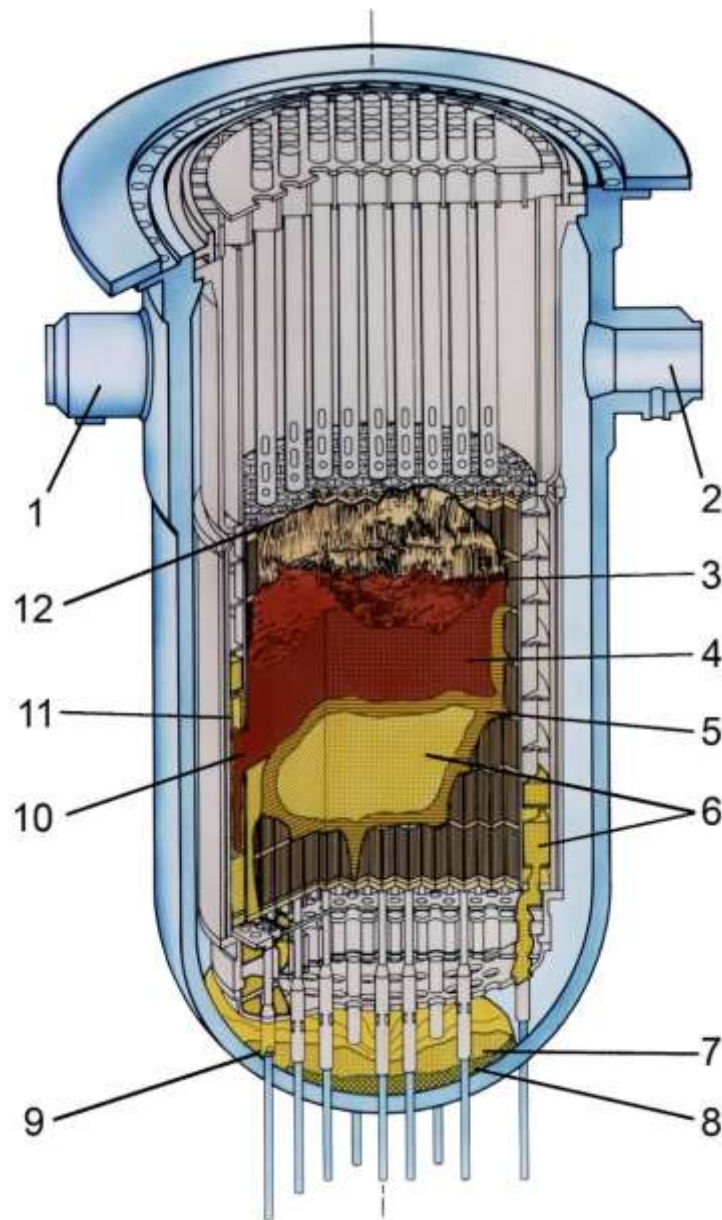


Рисунок 2 – Конечное состояние активной зоны реактора АЭС «Three Mile Island» (реконструированная картина после завершения основной фазы исследований поврежденного реактора): 1 - вход 1-ой петли теплоносителя А; 2 - вход 2-ой петли теплоносителя В; 3 – каверна (пустота); 4 - верхний слой частично сплавленных фрагментов тепловыделяющих сборок; 5 - корка металл-топливо; 6 - расплавленный материал; 7 - нижний слой фрагментов оксида урана и циркониевых оболочек; 8 - вероятный объём оксида урана, который стёк вниз; 9 - повреждённые гильзы внутриреакторного контроля; 10 - проплавленное отверстие в выгородке активной зоны; 11 - слой расплавленных конструкционных материалов на обводном участке внутри корпусных устройств; 12 - повреждения плиты блока защитных труб [24]

Следует отметить, что последовательность событий, которые имели место в пределах корпуса при развитии данной аварии во время перемещения активной зоны, определена достаточно приблизительно [24].

Как уже отмечалось выше, одной из особенностей протекания тяжелой аварии на финальной стадии, когда активная зона разрушена и находится в нижней части реактора, является наличие в кориуме остаточного тепловыделения, которое определяется интенсивностью распада продуктов деления урана, распадом актиноидов, излучением от конструкционных материалов и делением топлива нейтронами. Интенсивность остаточного тепловыделения зависит от типа реактора, времени прошедшего с момента прекращения протекания цепной реакции, при этом наибольший вклад вносит γ - и β - распад продуктов деления, а вклад от деления топлива нейтронами заметен только в течение короткого времени непосредственно после остановки реактора.

На рис. 3 показана зависимость предельного значения интенсивности тепловыделения для реактора BWR, которая нормирована на номинальную мощность реактора, от времени с момента остановки реактора [25].

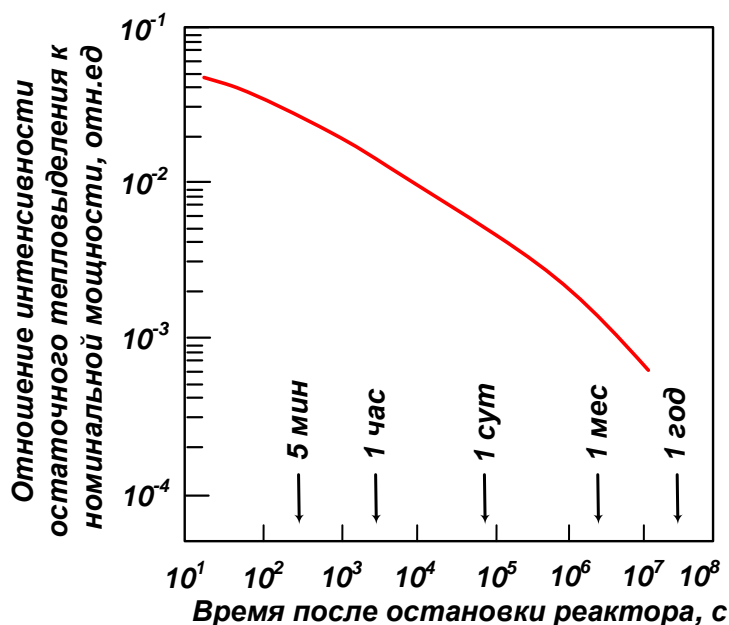


Рисунок 3 – Верхний предел интенсивности остаточного тепловыделения для энергетического реактора BWR после работы на номинальной мощности в течение 10^8 с [25]

В реальных условиях тяжелой аварии интенсивность тепловыделения будет существенно ниже, поскольку часть тепла уносится газообразными продуктами деления, которые могут покидать активную зону после ее разрушения. Вклад этих процессов сильно зависит от времени после остановки реактора. По существующим оценкам, в течение времени в пределах 10^3 - 10^5 с после остановки реактора с газами уходит до ~ 20 % теплоты. Если использовать типичные значения для реакторов среднего удельного энерговыделения в топливе 180 Вт/г, содержание не тепловыделяющих компонентов принять равным 25 % объема, снижение мощности тепловыделения на 20 % за счет летучих компонентов, тогда получим удельную мощность тепловыделения в кориуме примерно 20 МВт/м³ через 300 с после аварийной остановки реактора [25].

Таким образом, в настоящее время существуют сценарии, которые описывают развитие тяжелой аварии с различных позиций. Один из общепринятых видов сценария развития тяжелой аварии основан на изменении температуры кориума, что приводит к появлению специфических химических реакций. С другой стороны, существуют сценарии развития тяжелой аварии с позиции изменения энерговыделения в кориуме со временем в процессе развития тяжелой аварии.

Каждый из рассмотренных подходов к созданию сценария развития тяжелой аварии имеет право на существование, поскольку решает свои определенные задачи.

1.3 Удержание кориума в корпусе реактора

К отдельной стадии протекания тяжелой аварии следует отнести аварию, при которой наблюдается формирование расплавленной зоны (кориума) внутри силового корпуса реактора. В данном случае для обеспечения минимального уровня радиационного загрязнения крайне необходимо обеспечить удержание расплавленной активной зоны внутри силового корпуса реактора. Именно так, по ряду причин, произошло при тяжелой аварии на реакторе АЭС «Three Mile

Island».

В [26] представлен детальный анализ и обоснование концепции удержания расплава внутри корпуса реактора, как стратегии управления тяжелой аварией для эксплуатируемых и вновь проектируемых реакторов типа ВВЭР. Данная работа опирается на расчетное обоснование возможности удержания кориума в корпусе.

Процесс удержания кориума для реакторов средней и большой мощности основан на затоплении подреакторного помещения водой и обеспечения тем самым необходимого охлаждения корпуса снаружи. Такое обоснование концепции было выполнено, как в России, так и за рубежом для реактора ВВЭР-440 АЭС «Loviisa» в Финляндии, для реакторов нового поколения AP-600, AP-1000 фирмы «Westinghouse» (США), проекта российского реактора нового поколения ВВЭР-640 и т.д. Используемая при этом система удержания расплава и охлаждения корпуса реактора ВВЭР показана на рис. 4 [27].

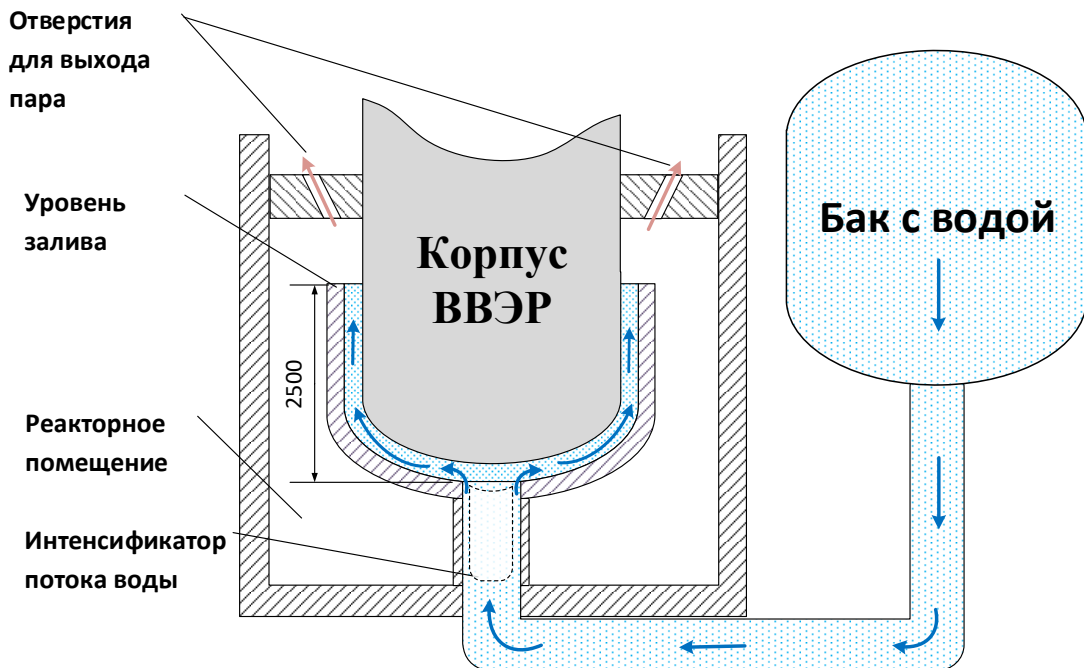


Рисунок 4 - Система удержания расплава и охлаждения корпуса реактора [27]

Концепция удержания кориума для АЭС с ВВЭР внутри корпуса реактора основана на том, что при адекватном наружном охлаждении наиболее нагруженной нижней части корпуса реактора можно избежать разгерметизации

корпуса и не допустить выхода радиоактивных материалов за его пределы [28].

Известно, что при оценке возможности удержания кориума наибольшее внимание уделяется вопросу сохранения целостности именно нижней части корпуса, поскольку она подвергается наиболее сильным механическим и тепловым нагрузкам при тяжелой аварии [29].

Внутрикорпусное удержание расплава кориума обладает рядом преимуществ по сравнению с ранее предлагаемыми устройствами локализации расплава внереакторного типа (ловушки расплава с жертвенным слоем) [30]. Жертвенные слои, как правило, выполняются из оксидных эвтектик с низкой температурой плавления или из смеси фрагментированной керамики и материала, поглощающего нейтроны. Например, материал жертвенного слоя ловушки зарубежного производства [31] представляет собой смесь оксида железа (70,8 % мас.), оксида кремния (10,4 % мас.), оксида кальция (0,7 % мас.), оксида магния (0,7 % мас.) и оксида алюминия (17,4 % мас.). Данная смесь является основным участником процесса локализации расплава, в ходе которого происходит окисление циркония, находящегося в расплаве, что приводит к снижению температура плавления и плотности кориума.

Следует отметить, что для внешних систем локализации тяжелой аварии необходимо увеличивать высоту реакторного здания, кроме того при этом подразумевается выход кориума за пределы корпуса реактора.

Для реакторов большой мощности, например, таких как ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200, до недавнего времени считалось, что концепция внутрикорпусного удержания не реализуема [26]. Такой вывод был сделан на основании того, что тепловые потоки от расплава, формирующегося в днище корпуса, заметно выше критических значений тепловых потоков, воздействующих на внешнюю стенку корпуса реактора. В этом случае трудно обеспечить гарантированное эффективное охлаждение корпуса реактора, водой заливаемого снаружи.

Кроме того, перепад температуры на стенке корпуса в районе днища при высоких температурах даже в случае отвода тепла от внешней стенки реактора может быть излишне большим. В этом случае стенка корпуса начнёт плавиться

изнутри в районе максимальных тепловых потоков и утоняться вплоть до отрыва днища от остальной части корпуса.

По этой причине в новых проектах реакторов повышенной безопасности для АЭС «Tianwan» (Китай), АЭС «Kudankulam» (Индия) и АЭС-2006 (Россия) были внедрены новые устройства локализации расплава [30].

Однако, эти устройства очень дорогие. Их стоимость сопоставима со стоимостью корпуса реактора. Кроме того, они не защищают от попадания радиоактивных материалов за счет выхода летучих продуктов деления с поверхности расплава в объем защитной оболочки реактора (контайнмент), а при условии возможной неплотности контайнмента и в окружающую среду.

ОКБ «ГИДРОПРЕСС» совместно с НИЦ «Курчатовский институт» и СПБАЭП разработали проект реакторной установки ВВЭР-640. В данном проекте заложено положение, в соответствии с которым должно обеспечиваться удержание расплава в корпусе реактора в ходе тяжелой аварии с плавлением активной зоны [32]. Таким образом, можно сделать вывод о том, что и в случае реакторов ВВЭР концепция внутрикорпусного удержания расплава активной зоны реактора становится практически реализуемой.

Практическая реализация внутрикорпусного удержания расплава при тяжелой аварии позволит рассматривать ее как условно проектную аварию. Тогда уже на стадии проектирования должен быть разработан комплекс мероприятий по скорейшей ликвидации ее последствий. При реализации данной концепции можно свести к минимуму вероятность выхода радиоактивного загрязнения за пределы санитарно-защитной зоны, что позволит исключить риски для населения.

Таким образом, на основании анализа представленных выше литературных данных, можно сделать вывод о том, что реализация концепции удержания расплава в силовом корпусе реактора позволяет существенно снизить последствия тяжелой аварии на АЭС и, следовательно, повысить ее безопасность.

1.4 Расчетные методы исследования взаимодействия кориума с материалами реактора

Для анализа возможных последствий тяжелых аварий при проектировании АЭС и мероприятий, выполняемых в случае тяжелой аварии, используют различные расчетные методы, так называемые компьютерные коды [33].

Таковыми кодами являются RELAP, MELCOR (США), ICARE/CATHARE, MAAP (Франция), ASTEC (Германия-Франция), ATHLET (Германия), а также Российский код «СОКРАТ», и его программный пакет СВЕЧА [34] и др.

Также существуют специализированные программные коды для изучения как отдельных эффектов, так и комплекса наблюдаемых при тяжелой аварии эффектов [35].

Безусловно, многообразие возможных сценариев тяжелой аварии, предполагает решение различных задач, в том числе – по исследованию физико-химических процессов взаимодействия и его последствий с участием расплава кориума на внутрикорпусной фазе аварии [36].

Исследование проблемы удержания кориума внутри корпуса реактора возможно путем реализации задач, связанных со следующими основными процессами:

1. Охлаждение активной зоны реактора в течение 72 часов развития тяжелой аварии (в соответствии с новыми проектными нормами длительности работы системы залива воды [26]).
2. Формирование ванны расплава и процессы взаимодействия расплава с материалами корпуса реактора.
3. Определение закономерностей развития взаимосвязанных тепловых процессов в расплаве, в корпусе реактора, в том числе плавление стенки корпуса, а также тепловые процессы в контуре внешнего охлаждения и в помещении контейнента.
4. Исследование высокотемпературной деформации и повреждений материала стенок реактора и определение предельных состояний с целью

сохранения целостности корпуса.

Первые три задачи достаточно успешно решаются при использовании кода СОКРАТ, разработанного в Институте проблем безопасного развития атомной энергетики (ИБРАЭ РАН) совместно с другими организациями. Код СОКРАТ имеет хорошую прогнозную способность и постоянно совершенствуется, как в части математического аппарата, так и в части наполнения базы данных для расчета [37].

Расчетное исследование процессов деградации активной зоны и образования расплава входит в функцию модуля «РАТЕГ-СВЕЧА» [38].

Программный модуль HEFEST разработан специалистами ИБРАЭ РАН для решения круга задач по моделированию тяжелой аварии [39]. Данный программный модуль позволяет моделировать корпус с находящимся в нем расплавом. В его состав входят два независимых модуля для расчета теплофизических и термомеханических процессов, включающих перемещение, разогрев, теплопередачу, деформирование и разрушение материалов активной зоны аварийного реактора и его корпуса.

Анализ компьютерных кодов, предназначенных для обоснования эффективности защитных мероприятий радиационно опасных объектов, позволяет сделать вывод о том, что для корректного математического моделирования, необходимы данные по теплофизическим свойствам конструкционных и топливных материалов АЭС, а также их соединений.

Численное моделирование процессов тяжелой аварии, при которых необходимо учитывать массоперенос материала и динамику изменения его свойств является еще более сложной задачей.

Таким образом, для проведения расчетов с помощью кодов необходимо иметь базу данных свойств материалов и смесей, при этом точность таких расчетов будет напрямую зависеть не только от вычислительных возможностей, но и от исходных физических данных.

Многие исследователи отмечают наличие затруднений в решении задач с применением компьютерных кодов для моделирования тяжелых аварий. В

частности, отмечается, что существующие подходы и физические принципы, используемые при моделировании постулируемой аварии на АЭС с легководным реактором, отличаются высокой степенью сложности и их взаимосвязь, приводит к значительным погрешностям в модели-[40].

На основании представленного выше анализа различных компьютерных кодов можно сделать следующие выводы:

– для проведения расчетов с помощью кодов необходимо иметь достаточно обширную базу данных по свойствам конструкционных и топливных материалов их соединений и смесей, при этом точность таких расчетов будет напрямую зависеть не только от вычислительных возможностей, но и от исходных физических данных;

– требуемая база данных может быть получена только в результате прямого физического моделирования процессов формирования кориума в аварийном реакторе и исследования взаимодействия кориума с материалами реактора.

1.5 Экспериментальные методы исследования взаимодействия кориума с материалами реактора

Для решения задач по изучению процессов, протекающих при ТА в ядерном реакторе и для исследования свойств формирующихся сплавов и соединений наиболее эффективным инструментом является физическое моделирование (ФМ), где имитируя реальные процессы на лабораторном уровне могут быть получены данные, которые можно использовать при решении реальных проблем. В случае выбранного объекта исследования, метод замены реальных физических объектов другими является единственной возможностью для экспериментального исследования, чтобы предложить значения параметров изучаемых процессов, в ходе которых могут быть определены границы применимости разрабатываемых математических моделей, и получены новые опытные данные, которые не могли быть выведены аналитически, а также не

наблюдались ранее в натуральных условиях.

Как правило модельные физические объекты обычно изготавливаются с соблюдением определенного подобия натурным объектам [41]. На практике методы физического моделирования применяются при:

- исследовании течений газов и обтекания летательных аппаратов, автомобилей, и тому подобное в аэродинамических трубах;
- гидродинамических исследованиях гидротехнических сооружений, кораблей и др.;
- определении сейсмоустойчивости сооружений на их макетах;
- изучении устойчивости сложных конструкций, под воздействием сложных силовых нагрузок;
- измерении тепловых потоков и рассеивания тепла в устройствах и системах, работающих в условиях больших тепловых нагрузок;
- изучении стихийных явлений и их последствий [42].

Экспериментальные работы по ФМ тяжелых аварий проводятся во многих исследовательских центрах мира. В качестве примера можно привести исследования ранней фазы аварии по программам PHEBUS (Франция), CORA (Германия), CODEX (Венгрия) [43], а также исследования поздней фазы в экспериментах FARO, KROTOS [44], «РАСПЛАВ» (Россия), MACE, WETCOR и SWISS. Большинство экспериментов направлено на получение знаний по процессам, происходящих на различных стадиях протекания тяжелой аварии [45, 46].

Известны различные экспериментальные установки, позволяющие исследовать процессы, происходящие в корнуме и его взаимодействие с материалами реактора [47-59]. Основные установки, предназначенные для изучения теплофизических, физических и химических явлений при тяжелой аварии представлены в таблице 1. Здесь же указаны их назначение и возможности.

Из таблицы 1 видно, что достаточное большое количество установок предназначены для изучения тяжелой запроектной аварии с плавлением активной

KATS											✓				
KROTOS			✓												
LOFT FP2	✓			✓											
LUCIE														✓	
MACE	✓														
MEGEVE										✓					
MISTRA							✓								
NUPEC							✓								
PHEBUS SFD	✓			✓									✓		
PHEBUS FP	✓			✓									✓		
PREMIX			✓												
QUENCH	✓			✓			✓								
QUEOS				✓											
RASPLAV	✓			✓									✓		
REST-2		✓													
RUPTHER															✓
RUT							✓								
SANDIA/DCH-Tests											✓				
STORM		✓													
UCLA	✓			✓									✓		
VERCORS		✓													
VULCANO	✓			✓									✓		
LAVA-B (ЛАВА-Б)	✓		✓	✓									✓	✓	
Итого установок по направлениям	9	7	5	9	1	7	1	1	2	4	1	9	2	3	1

Из представленных результатов также видно, что при исследовании особенностей тяжелых аварий, как правило, отдельно изучают процессы образования кориума и процессы при его удержания внутри или вне корпуса реактора (In-vessel [60] и Ex-vessel [61]).

Рассмотрим более подробно некоторые установки, представленные в таблице 1. Так в экспериментах СОРО, выполнялись исследования потоков тепла от кориума на стальную пластину, моделирующую полуэллиптическое или полусферическое днище ректора, и экспериментально определялась зависимость потока от азимутального угла [62].

В работе [63] изучались тепловые потоки от расплава материалов активной зоны в сосуде с днищем малых размеров для реактора CANDU.

В установке BALI используя пластину из стали моделировали полусферическое днище ВВЭР, что позволило исследовать конвекцию жидкого имитатора (раствор соли в воде, нагрев которой производился при помощи электродов) в разных теплофизических условиях, имитирующих тяжелую аварию реактора. Общий вид схемы данного эксперимента показан на рис. 5 [64]. Эксперименты BALI проводись в плоской геометрии, толщина слоя 0,15 м, вертикальные границы экспериментальной секции были теплоизолированы.

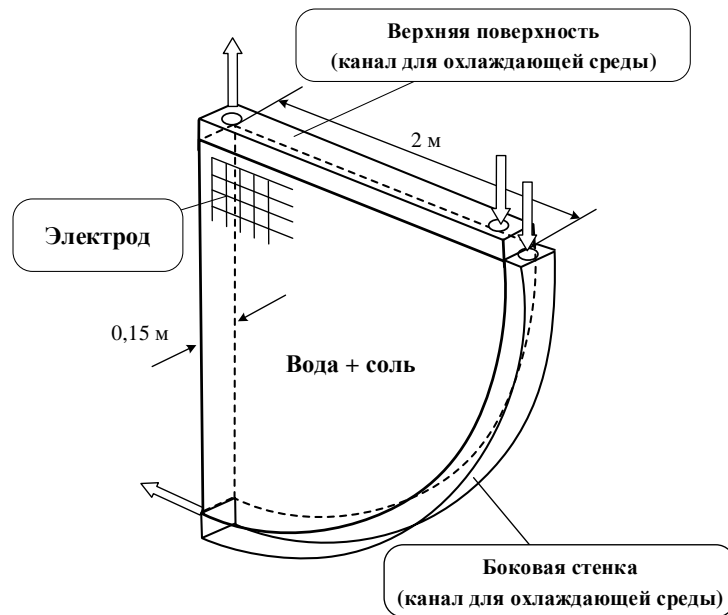


Рисунок 5 - Схема эксперимента BALI [64]

В экспериментах FOREVER проводимых в Королевском технологическом институте (Kungliga Tekniska högskolan, KTH) Швеции моделировали поведение расплава в модели корпуса реактора (масштаб 1:10) при конвекции в бассейне расплава с остаточным выделением энергии и одновременной нагрузке давлением. В данных экспериментах исследовались ползучесть металла и разрушение корпуса под физико-химическим воздействием прототипа корриума и давления [65, 66].

Для изучения конвекции расплава в геометрии днища реактора Российский научный центр «Курчатовский институт» в рамках программы «РАСПЛАВ» проводил эксперименты с расплавами солей. Экспериментальная установка

(см. рис. 6) представляла собой охлаждаемую ванну с расплавом соли, имеющую слоистую геометрию [67].

В качестве материала расплава служила бинарная смесь солей NaF и NaBF_4 в соотношении 8/92, которая соответственно представляет собой эвтектику с температурой плавления около 110°C . Объемный нагрев в эксперименте осуществлялось двумя способами: пропусканием электрического тока через расплав и подводом тепла через торцевые стенки.

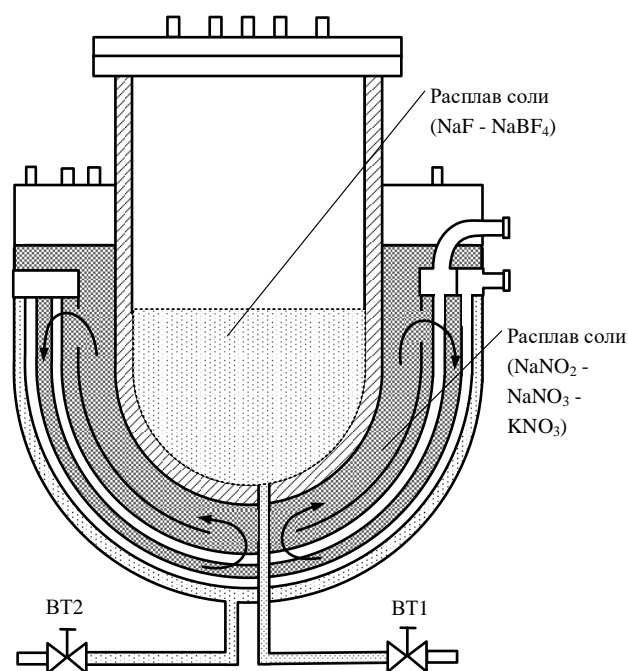


Рисунок 6 - Схема экспериментальной установки [67]

На торцах камера закрыта плоскими параллельными стенками, через которые осуществлялся подвод тепла к расплаву, а днище, имеющее полуцилиндрическую форму, охлаждалось.

Охлаждение стальной цилиндрической стенки осуществлялось за счет циркуляции расплавленной соли (NaNO_2 - NaNO_3 - KNO_3) вдоль внешней поверхности стенки. Верхняя граница расплава находилась практически в адиабатических условиях. Потери энергии через верхнюю границу (включая радиационный поток) в большинстве режимов по оценкам не превышали 15% от полной вводимой мощности.

Эксперименты по взаимодействию расплава прототипа кориума на

двуокиси урана близким к топливной композиции активной зоны легководного реактора, также были успешно проведены в рамках проекта «РАСПЛАВ» в Курчатовском Институте. Эксперименты выполнялись в «слайс-геометрии», т.е. в геометрии вырезанного сегмента днища корпуса. При этом, для компенсации дополнительного тепловыделения использовали комбинированный нагрев: боковые вольфрамовые пластины разогревались плоскими индукторами, а кориум нагревался кондуктивным тепловым потоком от этих пластин. Данный проект был направлен, в частности, на поиск мер по предотвращению проплавления корпуса реактора в условиях тяжелой аварии. Эти исследования были реализованы при температурах до 2750 °С [68, 69].

Таким образом, к настоящему времени в мире проведено достаточно много экспериментов по удержанию кориума в корпусе реактора при использовании симулирующих жидкостей и расплавов, но при этом ограничено количество экспериментальных исследований с расплавом прототипа кориума, содержащего UO_2 .

Следует отметить, что проведение экспериментальных исследований с использованием прототипа кориума связано с решением ряда технических проблем. Прежде всего, это проблема подготовки высокотемпературного химически агрессивного прототипа кориума, свойства которого меняются в широком диапазоне. Вторая из наиболее сложных проблем это необходимость объемного моделирования внутреннего дополнительного выделения энергии в прототипе кориума, обусловленного наличием продуктов деления в реальном кориуме.

Несмотря на указанные трудности, решение задачи физического моделирования удержания расплава кориума в днище аварийного реактора имеет высокую актуальность, особенно в части полученных экспериментальных данных для разработки новых математических моделей, а также для верификации и валидации результатов расчетов, полученных при использовании существующих расчетных кодов.

Анализ представленных в таблице 1 установок, позволяет сделать вывод о

том, что высокий для внереакторного изучения процессов развития тяжелой аварии имеет установка ЛАВА-Б. Данная экспериментальная установка является многоцелевой установкой и предназначена для проведения экспериментов по исследованию взаимодействия прототипа кориума с конструкционными материалами корпуса реактора, водой и бетоном (исследования процессов FCI и MCCI) [70].

Установка ЛАВА-Б позволяет осуществлять перемещение расплава кориума в экспериментальную секцию за счет падения струи расплава кориума с высоты 1,7 м, что позволяет моделировать резко нестационарные процессы в аварийном реакторе.

1.6 Исследования взаимодействия кориума со сталью

В разное время был инициирован ряд международных проектов по получению данных о материалах, формирующихся в процессе тяжелых аварий, характере их взаимодействия между собой, а также по определению состояния и свойств материалов на различных стадиях развития аварии. Рассмотрим две программы исследований, цели и задачи которых наиболее близки данной работе. Это проекты MASCA и METCOR [71]. Отметим, что в проекте MASCA рассматривается формирование кориума в активной зоне аварийного реактора, а в проекте METCOR – взаимодействие кориума с днищем аварийного реактора.

1.6.1 Формирования кориума в активной зоне реактора при тяжелой аварии

В рамках международной программы MASCA [72] были проведены исследования взаимодействия прототипа кориума с материалами реактора при тяжелой аварии. При этом основная цель экспериментов по программе MASCA заключалась в исследовании особенностей взаимодействия расплавов кориума и железа (стальные конструкции реактора в активной зоне) в зависимости от времени взаимодействия, степени окисленности кориума и соотношения масс

кориума и железа. Фактически в данных исследованиях рассмотрено формирование кориума внутри активной зоны реактора при тяжелой аварии. Составы используемых прототипов кориума приведены в таблице 2 [72].

Таблица 2 - Химический состав прототипов кориума [72]

Тип кориума	U/Zr	Химический состав, масс. %			
		U	Zr	Zr _{своб}	C
C-32	1,2	66,18	22,13	14,74	0,006
C-32	1,2	66,3	21,95	14,78	0,008
C-32	1,2	65,9	22,2	14,95	0,005
C-32	1,2	66,71	21,78	14,84	0,003
C-32	1,2	66,63	21,84	14,88	0,009
C-32	0,9	63,06	25,82	17,73	0,007
C-50	1,2	65,8	21,11	10,46	0,007
C-70	1,2	65,05	20,95	6,15	0,006
C-70	1,2	65,10	21,10	6,22	0,006
C-100	1,6	68,73	16,34	—	0,006

На основании полученных экспериментальных данных по программе MASCA установлено, что увеличение степени окисленности кориума приводит к уменьшению получаемой массы металлического расплава и его плотности.

Активная зона ВВЭР-1000 составляет 105 т (80 т UO₂ и 25 т Zr), при этом общая масса стальных конструкций в активной зоне корпуса реактора сопоставима с массой активной зоны. В процессе тяжелой аварии при плавлении активной зоны кориум взаимодействует с внутри корпусными конструктивными элементами, имеющими более низкую температуру плавления. По мере вовлечения в процесс взаимодействия все новых конструктивных элементов (масс) состав образующихся оксидной и металлической фаз непрерывно изменяется. При этом ожидаемое отношение масс железа и оксида кориума $m_{Fe}/m_{оксид}$ может существенно превышать величину 0,33, достигнутую в экспериментах [73]. На основании установленного эмпирического соотношения были выполнены оценки до отношения масс $m_{Fe}/m_{оксид} = 0,667$ для двух величин степени окисленности Zr, которые представлены в таблице 3 [74].

Таблица 3 – Массы фаз, образующихся при взаимодействии Fe с расплавленной активной зоной ВВЭР-1000 [72]

Степень окисленности циркония	Масса Fe, т	$K = m_{Fe}/m_{оксид}$	Масса оксидной фазы, т	Масса металлической фазы, т
С-30	30	0,286	72,6	62,4
	40	0,381	67,5	77,5
	50	0,476	63,6	91,4
	60	0,571	60,6	104,4
	70	0,667	58,1	116,9
С-70	30	0,286	95,4	39,6
	40	0,381	93,8	51,2
	50	0,476	92,4	62,6
	60	0,571	91,1	73,9
	70	0,667	90,1	84,9

Таким образом, было установлено, что в результате взаимодействия со стальными конструкциями активной зоны следует ожидать образования металлической фазы расплава, содержащей в своем составе значительную долю атомов урана и циркония. При этом можно предполагать, что накопившиеся в облученном топливе металлические продукты деления (Mo, Ru и, вероятно, Pd, Tc, Rh) будут преимущественно концентрироваться в металлической фазе расплава [75].

Представленные выше результаты исследований позволяют обосновать выбор наиболее важный состав прототипа кориума при исследовании его взаимодействия с днищем аварийного реактора.

1.6.2 Взаимодействие кориума с корпусом аварийного реактора

Исследование взаимодействия кориума со сталью корпуса аварийного реактора было выполнено в проекте METCOR [76]. При этом в качестве объекта исследований использовалась сталь 15X2НМФА-А (С - 0,17; Si - 0,24; Mn - 0,5; Cr - 1,93; Ni - 1,28; Mo - 0,52; V - 0,08 масс. %), используемая для изготовления

корпуса реактора ВВЭР-1000. В данной работе исследовались процессы развития коррозии при высоких температурах в воздухе, а также при взаимодействии с оксидным кориумом в различной атмосфере.

Состав кориума варьировался в отношении содержания кислорода. Эксперименты с полностью окисленным кориумом проводились в среде воздуха и пара над расплавом, а эксперименты с подокисленным кориумом – в нейтральной атмосфере. Температура на границе взаимодействия кориум-сталь варьировалась в диапазоне от 920 до 1440 °С, но не доводилась до температуры плавления стали.

В результате исследования взаимодействия стали и кориума с различной степенью окисленности [76, 77] было установлено, что на начальной стадии наблюдается твердофазная взаимная диффузия компонентов взаимодействующих материалов, следствием которой является формирование зоны взаимодействия. Зона взаимодействия представляет собой тонкий слой накопления компонентов кориума (содержит U, Zr, Fe, O) и добавок легированной стали, при этом ее состав близок к эвтектике, но температура превышает эвтектическую температуру. Образовавшаяся жидкая фаза в зоне взаимодействия пропитывает корку кориума, что приводит к ускорению диффузионных процессов. Следствием ускорения диффузионных процессов является рост скорости коррозии стали. В результате растворения компонентов стали (эвтектической плавление) зона взаимодействия проникает в сталь, при этом по мере проникновения в сталь снижается температура вследствие ее охлаждения. Снижение температуры приводит к снижению скорости коррозии стали и процесс взаимодействия выходит на насыщение, когда граничная температура зоны взаимодействия и концентрации элементов доходят до конечных значений растворения стали в состоянии химического равновесия с кориумом.

Результаты исследований [61] показали, что интенсивность коррозии стального днища при взаимодействии с полностью окисленным расплавом кориума преимущественно зависит от кислородного потенциала в системе, от температуры поверхности стали на границе взаимодействия и от плотности теплового потока на границе кориум/днище.

Кроме того, было установлено, что в нейтральной атмосфере кинетика коррозии стального днища подчиняется параболическому закону, а в случае расплава с более высоким содержанием кислорода кривая глубины коррозии, в зависимости от времени, близка к линейной. Скорость коррозии стали в воздухе значительно выше, чем в нейтральной атмосфере, при той же самой температуре.

В инертной атмосфере коррозия стали ограничивается содержанием кислорода в кориуме. При этом, если содержание кислорода в кориуме достаточно высокое, то наблюдается образование слоя оксида железа, который почти не взаимодействует с кориумом, что приводит к блокированию дальнейшего развития коррозии. Если кориум имеет низкое содержание кислорода, то формируемый слой оксида железа больше не находится в химическом равновесии с кориумом, что приводит к массообмену между ними, который и определяет кинетику коррозии стали.

Рассматриваемые эксперименты показали выгорание углерода в поверхностных слоях стали. При этом оказалось, что глубина декарбонизации стали чувствительна к содержанию кислорода в кориуме, температуре расплава и температуре корпуса. Следует отметить, что при высокой температуре стали обезуглероживание в сочетании со структурными и фазовыми превращениями может привести к существенному изменению механических свойств корпуса.

В экспериментах длительностью порядка 12 ч было зафиксировано проникновение компонентов кориума (С-30) в сталь 15Х2НМФА-А на глубину около 15 мм [78]

Таким образом, выполненные исследования показали, что коррозия стали в контакте с оксидным кориумом не является критическим фактором, влияющим на целостность водоохлаждаемого днища реактора. Скорость коррозии стали значительно уменьшается со снижением температуры поверхности взаимодействия.

Суммируем основные выводы по описанным выше исследованиям. Качественные и количественные результаты программы MASCA о перераспределении компонентов между расплавами подокисленных оксидов и

стали в близких к равновесию термодинамических условиях могут быть использованы для моделирования состава и структуры расплава удерживаемого в корпусе реактора.

При наличии температурных градиентов, результаты химического равновесия в композициях и количество сосуществующих фаз, отличаются от тех, которые образуются при тепловом равновесии. Это было экспериментально подтверждено в проекте METCOR. Для того, чтобы принять во внимание тепловое неравновесие при анализе процессов при удержании кориума в днище реактора, необходимо разработать соответствующие модели, что требует более обширной экспериментальной базы данных, а также более точных данных о температуре расплава.

Выводы к Главе 1

На основании анализа известных литературных данных, представленных в данном разделе работы, можно сделать следующие выводы.

1. Гарантированное обеспечение безопасной эксплуатации ядерных реакторов на АЭС в настоящее время является наиболее актуальной задачей для ядерной энергетики. Решению этой задачи уделяется особое внимание уже на стадии проектирования ядерных энергетических установок.

2. Наибольшую опасность при эксплуатации АЭС представляет тяжелая запроектная авария, обусловленная расплавлением активной зоны аварийного ядерного реактора. Именно при такой аварии могут возникать максимальные риски для населения.

3. Практическая реализация концепции удержания расплава кориума внутри корпуса аварийного реактора позволяет увеличить безопасность АЭС.

4. Для гарантированного обеспечения удержания расплавленной активной зоны реактора в его силовом корпусе крайне необходимо знать условия и результаты физико-химического взаимодействия кориума с материалами силового корпуса реактора.

5. Результаты исследования процессов взаимодействия кориума с материалами силового корпуса реактора путем использования компьютерных кодов нуждаются в верификации и валидации, что требует создания достаточно объемной базы данных как по процессам, происходящим при взаимодействии кориума с материалами реактора, так и по изменению физико-механических свойств этих материалов.

6. ФМ процессов взаимодействия прототипа кориума с материалами реактора при тяжелой аварии с расплавлением его активной зоны достаточно сложно реализовать на практике, но именно таким образом могут быть сформированы соответствующие базы данных для компьютерных кодов.

7. Многообразие возможных сценариев протекания тяжелой аварии в зависимости от исходных событий и параметров конкретного реактора выдвигают требования по варьированию параметров эксперимента, таких как состав прототипа кориума, температура, количество подводимого тепла, моделирующего остаточное тепловыделение, длительность нагрева и пр.

8. Существующее оборудование для ФМ взаимодействия расплава прототипа кориума с материалами реактора не позволяет обеспечить решение всего комплекса задач.

9. Основной недостаток существующего оборудования связан с отсутствием эффективных методов обеспечения дополнительного выделения энергии в расплаве прототипа кориума, которое имеется в расплаве реального кориума вследствие присутствия в нем продуктов деления.

10. Актуальными для исследования остаются вопросы перераспределения компонентов в объеме расплава, с учетом масштабного фактора и температурных градиентов, а также кинетика взаимодействия кориума с корпусом реактора.

11. Исследования взаимодействия кориума с днищем аварийного реактора в основном направлены на исследование кинетики и глубины коррозии, которая приводит к повреждению корпуса и деградации его прочностных свойств.

ГЛАВА 2. ОБЪЕКТ ИССЛЕДОВАНИЙ И ИСПОЛЬЗУЕМОЕ ОБОРУДОВАНИЕ

2.1 Обоснование выбора объекта исследований

В качестве объекта исследований в работе выбран материал корпуса легководного реактора ВВЭР-1000 и конденсированные продукты взаимодействия прототипа кориума с ним.

Выбранный реактор благодаря его удачной конструкции имеет широкое применение, как в России, так и за рубежом. Экспериментальный приборно-измерительный комплекс для исследования процессов при удержании кориума в корпусе разработанный для данного типа реакторов может быть распространен и на другие типы.

Таким образом, учитывая важность решаемой задачи по получению комплекса экспериментальных данных для реакторов Российского производства, было решено выбрать в качестве объекта испытания корпус реактора ВВЭР-1000.

Конструкция корпуса реактора ВВЭР-1000 представляет собой цилиндрический вертикальный сосуд высокого давления, сопряженный с донной частью в виде полуэллиптического днища [79]. Совместно с крышкой верхнего блока и деталями главного уплотнения, корпус ядерного реактора обеспечивает создание внутри себя герметичного объёма. В качестве основного материала для корпуса реактора ВВЭР-1000 применены аттестованные для корпусов и трубопроводов сталь 15Х2НМФА и 15Х2НМФА-А. Вся внутренняя поверхность корпуса имеет антикоррозионную наплавку (плакировку).

Схема корпуса реактора с основными габаритными размерами представлена на рис. 7. Корпус состоит из фланца - 1, двух обечаек зоны патрубков - 2, опорной обечайки - 3, двух обечаек цилиндрической части - 4 и полуэллиптического днища – 5, является сварной конструкцией и имеет по высоте 6 кольцевых швов.

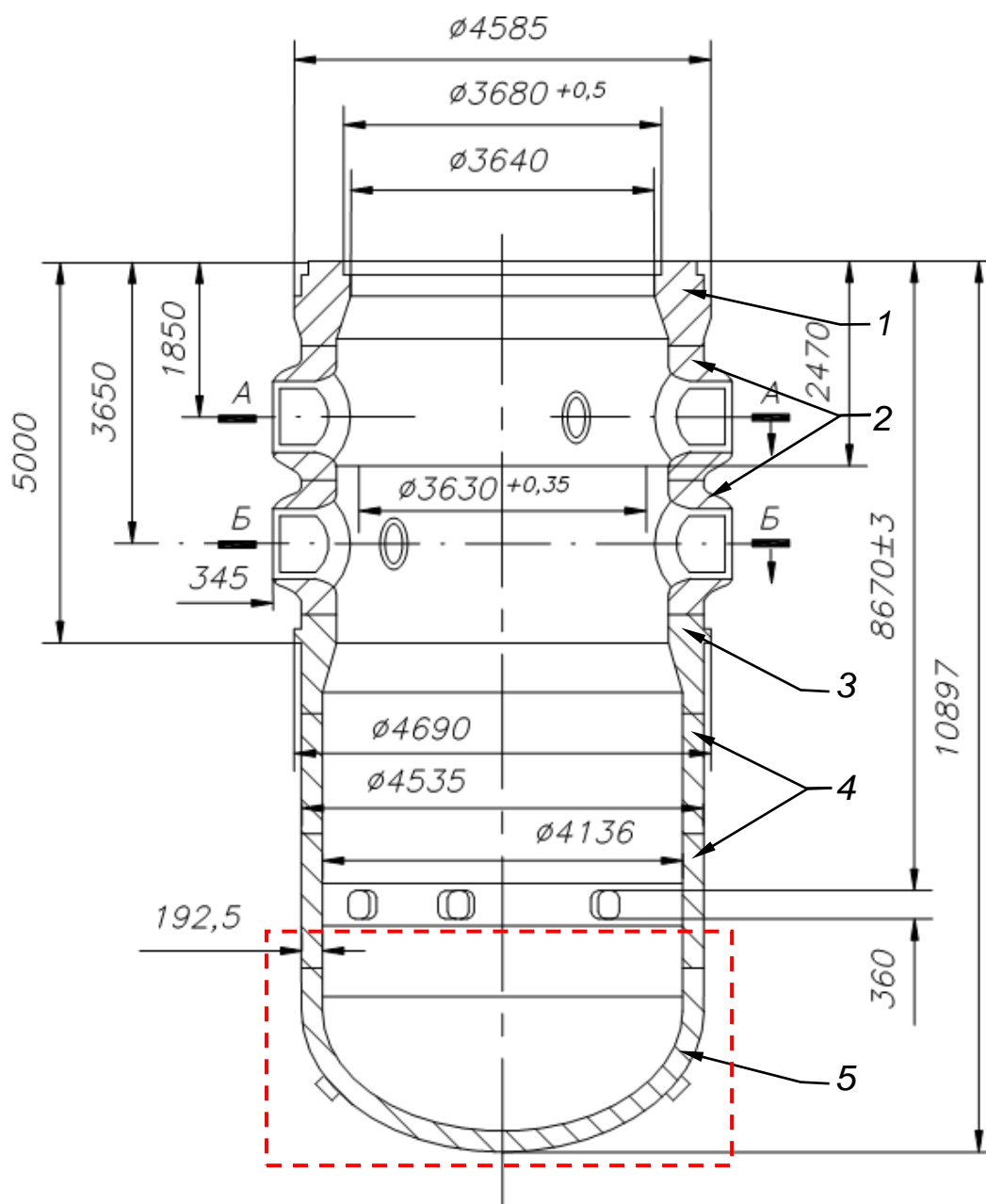


Рисунок 7 - Корпус реактора ВВЭР-1000 [79]

На рис. 7 красной пунктирной линией выделена часть конструкции корпуса реактора, которая относится к предмету исследований.

2.2 Базовое оборудование. Установка ЛАВА-Б

В качестве базового оборудования для физического моделирования процессов взаимодействия прототипа кориума с моделью днища корпуса реактора выбрана экспериментальная установка ЛАВА-Б. Это обусловлено несколькими

причинами.

Данная установка была создана во время реализации совместного Казахстанско-Японского проекта между НЯЦ РК и NUPEC (Nuclear Power Engineering Corporation) [70]. Установка территориально находится на комплексе исследовательских реакторов «Байкал-1» ИАЭ РГП НЯЦ РК.

Кроме того, на основании анализа известных литературных данных (см. Главу 1), было установлено, что данная установка является многоцелевой и предназначена для проведения экспериментов по исследованию взаимодействия прототипа кориума с конструкционными материалами корпуса реактора, а также водой и бетоном. Кроме того, возможности данной установки могут быть расширены при модернизации ее систем [80].

Конструкция установки предполагает падение высокотемпературного расплава на относительно холодный корпус (время полного слива около секунды) таким образом возможно более реальное моделирование аварийной ситуации с быстрого нестационарного теплообмена. В большинстве же экспериментальных установок разогрев расплава происходит непосредственно в модели корпуса.

Следует учитывать, что при подготовке расплава в электроплавильной печи к плавильному узлу подводится около 400 МДж, из которых не более 1/3 запасается в кориуме перед его сливом в экспериментальную секцию. При попадании кориума в модель корпуса массой 290 кг при температуре около 300°C сталью корпуса поглощается значительная часть запасенной в кориуме энергии (в среднем около 135 МДж). Это приводит к отвердеванию значительной массы расплава, особенно на границе раздела кориум/сталь. Подобная (реальная) ситуация не моделируется в вышеописанных экспериментах (параграф 1.6), поэтому скорость деградации стенки корпуса в этих экспериментах может быть значительно переоценена.

Также в установке ЛАВА-Б, - при сливе расплава в экспериментальную секцию кориум равномерно перемешивается, а последующая стратификация по моделям MASCA или METCOR затруднена вышеприведенным явлением первичного затвердевания.

Представленные выше факты и послужили основой для выбора экспериментальной установки ЛАВА-Б в качестве базового оборудования для реализации поставленных задач физического моделирования.

Далее рассмотрим состав установки ЛАВА-Б и принципы ее работы. Внешний вид установки ЛАВА-Б показан на рис. 8. В ее состав входят электроплавильная печь (ЭПП) индукционного типа и устройство приема расплава (УПР), в которое могут быть установлены различные устройства в зависимости от цели исследований. При этом могут быть использованы такие устройства как модель днища силового корпуса реактора (МДР) или бетонные ловушки с исследуемыми защитными и жертвенными материалами.

В свою очередь устройства, устанавливаемые в УПР могут быть оснащены оборудованием для имитации остаточного тепловыделения плазматронного или омического типов, набором датчиков температуры, давления и деформации.

Измеренные сигналы со всех датчиков и преобразователей регистрируются в информационно-измерительной системе (ИИС), созданной на базе локально-вычислительной сети с контроллерами (MicroPC). Конструкция и программное обеспечение данной ИИС предусматривает возможность интеграции дополнительных каналов измерения при установке необходимых совместимых контроллеров и нормирующих преобразователей.

В установке ЛАВА-Б охлаждение внешней поверхности МДР осуществляется либо потоком воды в зазоре между бетонным основанием, в котором установлена модель, и ее поверхностью, либо орошением поверхности водой из специального кольцевого коллектора с форсунками.



Рисунок 8 - Внешний вид экспериментальной установки ЛАВА-Б

2.2.1 Электроплавильная печь

ЭПП индукционного типа предназначена для приготовления расплава прототипа кориума и его слива в УПР. Конструкция ЭПП с обозначением основных ее узлов представлена на рис. 10. Основными конструктивными

элементами ЭПП являются: корпус плавильной печи; узел отвода отходящих газов; плавильная камера; устройство для разрушения пробки тигля; шиберный затвор, перекрывающий сливной канал между ЭПП и УПР.

Плавильная камера представляет собой теплоизолированный графитовый тигель, который установлен в цилиндрический многovitковый индуктор с магнитопроводами. Тигель ЭПП изготовлен из мелкозернистого изостатического графита. Корпус магнитопроводов охлаждается водой.

Тигель устанавливается на опорную втулку, выполненную из высокотемпературного углепластика. В качестве тепловой изоляции тигля служит графитовый войлок. Тигель закрывается крышкой, в которой предусмотрены различные отверстия:

- для выхода газов, генерирующихся при плавлении прототипа кориума;
- для установки термопар, которые предназначены для измерения температуры среды внутри тигля;
- для прохода рабочей части цилиндрической модели абсолютно черного тела (АЧТ), на которую визируется пирометр.

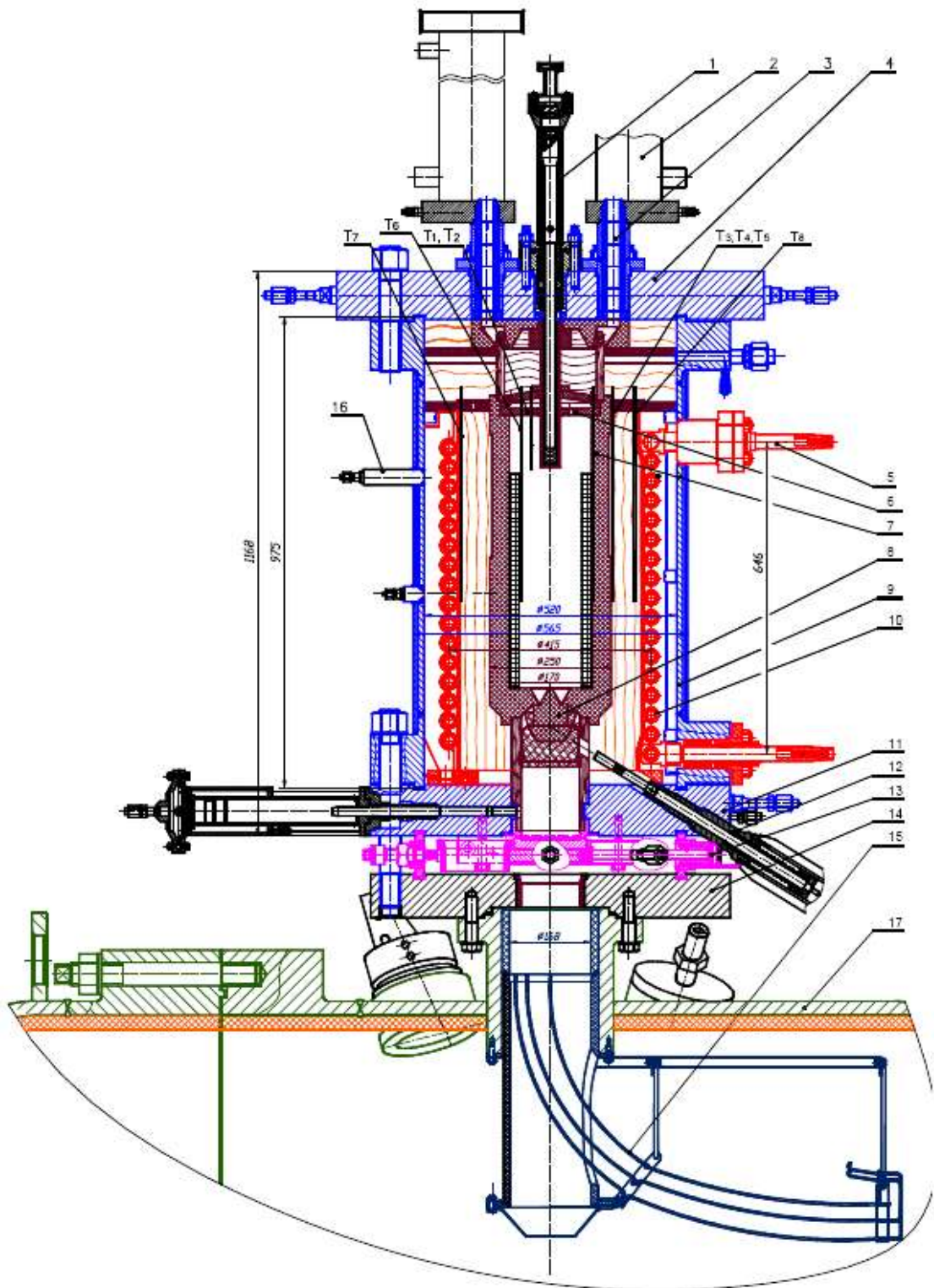


Рисунок 9- Конструктивная схема ЭПП: 1 – узел визирования пирометра; 2 – теплообменник; 3 – водоохлаждаемый канал для выпуска газов; 4, 11 – медные фланцы; 5 – токоподвод; 6 – крышка тигля; 7 – графитовый тигель; 8 – пробка тигля; 9 – корпус ЭПП; 10 – индуктор; 12 – ударный механизм разрушения пробки; 13 – шиберный затвор; 14 – корпус УПР; 15 – улавливатель пробки

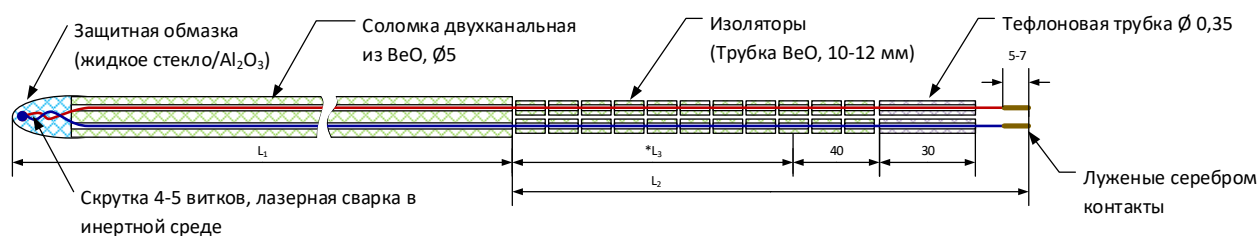
В донной части ЭПП расположен устройство разрушения сливной пробки тигля, которое представляет собой расположенный под углом 55° пневмомеханический ударник. Между ЭПП и УПР размещается шиберный затвор, предназначенный для разделения объемов печи и устройства приема расплава после слива расплава в модельные секции. Основные технические характеристики ЭПП приведены в таблице 4.

Таблица 4 - Основные характеристики ЭПП

Параметр	Значение
Масса шихты, кг	до 60
Максимальная температура расплава, °С	2900
Метод нагрева	индукционный
Продолжительность процесса разогрева и плавления шихты, мин	до 90
Максимальная активная мощность, подводимая к тиглю ЭПП, кВт	до 150
Суммарные тепловые утечки через теплоизоляцию ЭПП*, кВт	до 50
Расход воды на охлаждение индуктора, кг/с	до 1,0
Расход воды на охлаждение крышки ЭПП, кг/с	до 1,0
Расход воды на охлаждение днища ЭПП, кг/с	до 1,0
Расход воды на охлаждение корпуса ЭПП, кг/с	до 1,0
Расход воды на охлаждение теплообменников ЭПП, кг/с	до 5,0
Давление воды в тракте охлаждения индуктора, МПа	до 0,60
Давление воды в трактах охлаждения крышки, днища и корпуса ЭПП, МПа	до 2,0

2.2.2 Датчики для измерения температуры в ЭПП

Для измерения температуры в тигле ЭПП используются два типа датчиков – это одноразовые вольфрам-рениевые термопары ВР5/20 (рис. 10), до температуры 2500 °С и пирометр спектрального отношения (цветовой до 3000 °С), визируемый на термовэл (модель АЧТ). Сигналы всех датчиков передаются в ИИС установки ЛАВА-Б. Визирование на модель АЧТ осуществляется через окно с кварцевым стеклом. Сам канал визирования продувается аргоном, а его корпус охлаждается водой. Для контроля температуры стенки тигля также используются термопары типа ВР5/20. Всего в печи устанавливается 6-8 термопар на различной высоте наружной стенки тигля.



* Участок L3, дополнительно изолировать стеклотентой ЛЭСБ 0,1x20

Рисунок 10 - Термопара типа ВР-5/20 для измерения температуры тигля ЭПП

2.2.3 Устройство приема расплава

Конструкция УПР показана на рис. 11. УПР установки ЛАВА-Б изготовлено из нержавеющей стали и представляет собой цилиндрический сосуд с двумя полуэллиптическими днищами. Одно из этих днищ приварено к цилиндрической части сосуда, а другое соединяется с цилиндрической частью с помощью фланцевого соединения. На верхней части цилиндрической поверхности УПР находится фланец проходного сечения 200 мм (горловина), на котором установлена ЭПП.

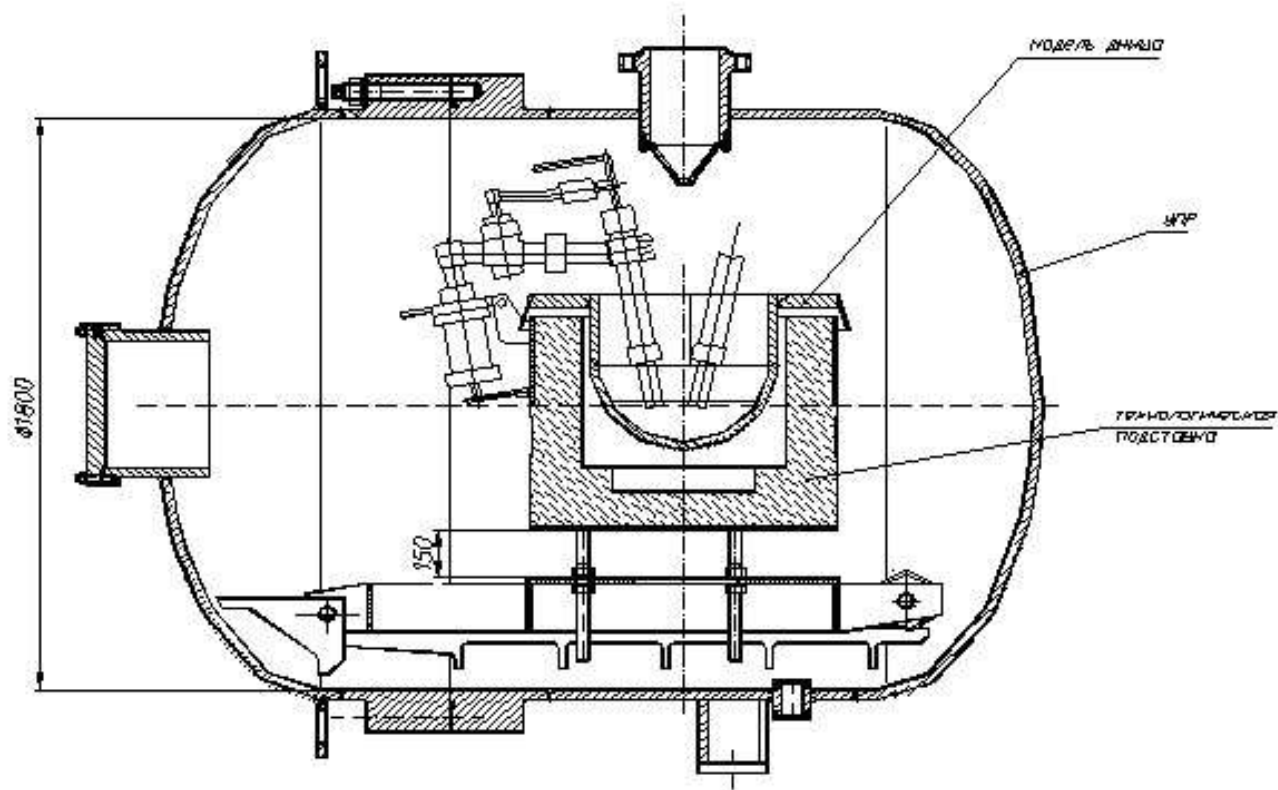


Рисунок 11 - Устройство приема расплава установки ЛАВА-Б

Вокруг горловины располагаются четыре оптических окна, где могут быть размещены видеокamеры, а также пирометры для бесконтактного измерения температуры кориума, находящегося в ловушке. Для снижения тепловых потерь и перегрева стенки внутренняя поверхность УПР теплоизолирована. В качестве теплоизоляции используется композиционный материал с низкой теплопроводностью на основе пористого оксида кремния толщиной до 20 мм. Также в качестве защиты от влаги и дополнительного теплового экрана в УПР установлен кожух из листовой нержавеющей стали [81]. В нижней части съемного днища УПР располагаются разъемы датчиков температуры и перемещения.

Основные технические характеристики УПР приведены в таблице 5.

Таблица 5 - Основные технические характеристики УПР

Параметр	Значение
Внутренний диаметр корпуса, мм	1800
Длина внутренней полости, мм	2510
Толщина стенки корпуса, мм	не менее 30
Масса корпуса (без теплоизоляции), кг	~ 8300
Масса съемной крышки (без тележки), кг	~ 2500
Рабочее давление, МПа: – в стационарном режиме; – в импульсном режиме.	4,0 до 5,0
Допустимая температура в полости УПР, °С	до 200
Диаметр верхнего фланца, мм	200
Температура стенки УПР, °С	50
Диаметр технологического люка, мм	400
Количество смотровых окон	4

2.2.4. Компенсация дополнительного тепловыделения в прототипе кориума

Для физического моделирования остаточного тепловыделения в установке ЛАВА-Б применяется схема комбинированного нагрева за счет плазматронных нагревателей открытого типа и прямого пропускания переменного электрического тока через прототип кориума. Эффективность и коэффициент полезного действия нагревательного устройства определяются суммарной мощностью, выделившейся в расплаве.

Питание цепи прямого пропускания тока осуществляется с помощью трех мощных трансформаторов соединенных по трехфазной схеме «звезда». Питание каждого из трех коаксиальных плазматронов открытого типа осуществляется сварочными выпрямителями ВД-306.

2.2.5 Основные недостатки установки ЛАВА-Б

Анализ опыта эксплуатации установки ЛАВА-Б выявил ряд недостатков, которые не позволяют решать задачи, сформированные в данной работе [82-86].

Основные недостатки ЭПП заключаются в следующем:

- неравномерность разогрева шихты и наличие значительной эрозии графитового тигля и, как следствие, не адекватный состав прототипа кориума;
- тигель, термовэл и термопары имеют ограниченный ресурс работы;
- инерционность передачи температуры от расплава к термовэлу, что приводит к неопределенности контроля температуры в процессе плавки кориума;
- используемые средства контроля не удовлетворяю предъявляемым требованиям.

Кроме того, выявлены существенные недостатки для УПР и размещаемой в нем МДР [87]:

1. Применяемый в установке ЛАВА-Б способ моделирования остаточного тепловыделения путем пропускания переменного тока через расплав кориума имеет низкую эффективность и неоднородность тепловыделения, при этом наблюдается значительная потеря тепла при охлаждении токоподводов.

2. Не стабильная работа открытых коаксиальных плазмотронов, а также возможность нарушения реального состава кориума при прямом взаимодействии с рабочим газом плазматрона (азотом).

3. Эрозия графитовых наконечников электродов нагревателей открытого плазматрона, погруженных в расплав, значительно снижает их временной ресурс работы и приводит к «засорению» прототипа кориума продуктами эрозии графита.

4. Наблюдаются существенные потери тепла с верхней поверхности прототипа кориума в МДР.

5. Используемая система охлаждения МДР не позволяет обеспечить требуемые температурные режимы и тепловые потоки через стенку МДР.

Таким образом, использование исходного базового оборудования показало, что в существующем виде оно не позволяет в полном объеме обеспечить необходимые базовые условия для проведения исследований по взаимодействию прототипа кориума с материалами реактора.

С целью устранения выявленных недостатков и был выполнен комплекс

проектно-конструкторских и исследовательских работ, описанный ниже, на основании которого выполнена модернизация и доработка установки ЛАВА-Б.

2.3 Базовое оборудование. Стенд для высокотемпературных, теплофизических и материаловедческих исследований ВЧГ-135

Экспериментальный стенд для высокотемпературных, теплофизических и материаловедческих исследований ВЧГ-135 использовался в данной работе в качестве инструмента, позволяющего обеспечить отработку многих узлов, и технических решений, а также для получения информации о режимах проведения экспериментов по физическому моделированию взаимодействия прототипа кориума с днищем реактора. Упрощенная функциональная схема стенда ВЧГ-135 представлена на рис. 21.

Некоторые технические характеристики стенда ВЧГ-135 приведены в таблице 6.

Таблица 6 - Характеристики стенда ВЧГ-135

Параметр	Значение
Частота генератора, кГц	66
Внутренний диаметр рабочей камеры, мм	600
Высота рабочей камеры, мм	700
Размер индуктора	Ø80×150, Ø120×150
Датчики температуры	термопары, пирометры
Газовая среда в рабочей камере	вакуум, аргон
Масса загружаемой шихты, г	от 100 до 500

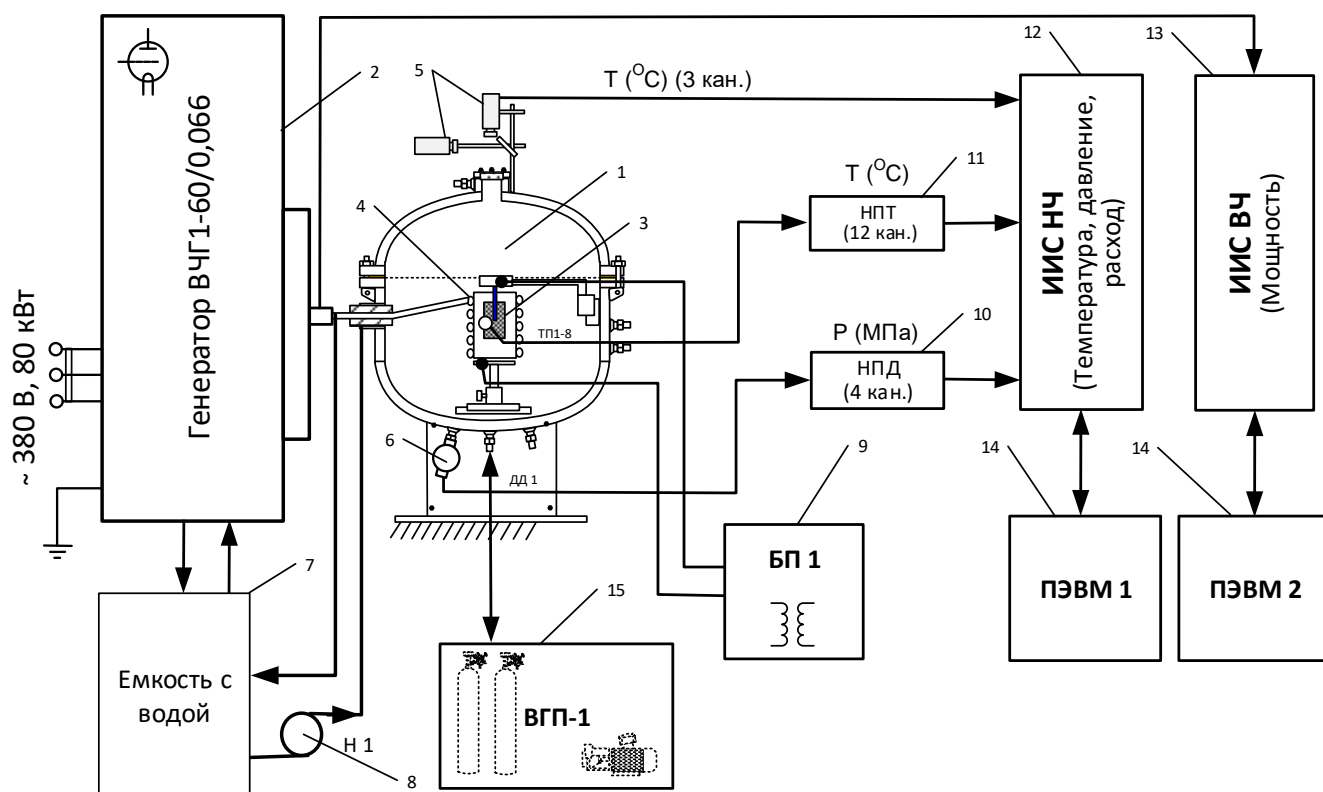


Рисунок 12 - Схема стенда высокотемпературных материаловедческих испытаний ВЧГ-135: 1 - рабочая камера; 2 - высокочастотный ламповый генератор; 3 - образец (тигель); 4 - индуктор; 5 - пирометры; 6 - датчик давления; 7 - бак охлаждения; 8 - насос; 9 – блок питания омического нагрева; 10 - нормирующие преобразователи давления; 11 - нормирующие преобразователи температуры; 12 - информационно-измерительная система низкочастотные каналы; 13 - информационно-измерительная система высокочастотные каналы; 14 - ПЭВМ; 15 - вакуумно-газовый пост (газовая система)

Стенд создан на базе высокочастотного электролампового генератора ВЧГ1-60/0,066 и герметичной водоохлаждаемой рабочей камеры с встроенным индуктором и предназначен для выполнения высокотемпературных теплофизических и материаловедческих исследований на образцах материала небольших размеров. Внешний вид стенда представлен на рис. 13.



Рисунок 13 - Внешний вид станда ВЧГ-135

Стенд позволяет осуществлять управляемый нагрев любых малогабаритных образцов до высокой температуры ($3000\text{ }^{\circ}\text{C}$) с последующим их охлаждением за счет утечек тепла в водоохлаждаемый индуктор при отключенном генераторе. В данной работе стенд ВЧГ-135 использовался при проведении следующих предварительных исследований:

- исследование взаимодействия компонентов кориума между собой в процессе разогрева вплоть до температуры плавления;
- исследование эффективности различных способов защиты графитовых элементов от эрозии;
- определение температур фазовых переходов прототипов кориума различного состава;

- исследование высокотемпературных взаимодействий кориума с конструкционными материалами (керамикой, сплавами);
- определение электрофизических свойств кориума;
- получение компактных слитков кориума, заданного состава.

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

2.4 Модернизация установки ЛАВА-Б

2.4.1 Модернизация ЭПП

Основными целями модернизации ЭПП было снижение влияния углерода графитового тигля на состав прототипа кориума, повышение ресурса работы тигля, обеспечение равномерности нагрева материала шихты и улучшение условий контроля температуры внутри тигля. Таким образом, модернизации были подвергнуты тигель ЭПП и средства контроля температуры. Кроме того, были внесены определенные коррективы в саму процедуру нагрева шихты в ЭПП, учитывающие физико-химические и термические процессы в системе «шихта – плавильный тигель».

Было принято решение использовать защитное покрытие для повышения ресурса работы тигля и исключения влияния углерода на состав прототипа кориума. Одним из наиболее эффективных вариантов защитного покрытия, ограничивающего взаимодействие кориума и материала тигля, является покрытие на основе карбида циркония (ZrC) [88-91].

Для создания покрытия из циркония на поверхности графитовой детали была использована комбинация двух контактных способов нанесения покрытия, а

именно способ «растекания» и способ «наплавления». Суть способа растекания заключается в следующем. На изделие, нагретое до температуры плавления материала покрытия, наносится порция материала покрытия, которая, растекаясь по поверхности, формирует покрытие. В случае «наплавления» на покрываемое изделие наносится слой порошка или фольги из материала покрытия и производится нагрев до температуры плавления материала покрытия. В предложенных способах во время смачивания поверхности тигля расплавленным цирконием и последующей выдержке тигля при высокой температуре проходит химическая реакция с образованием карбида циркония.

Экспериментально были определены соотношения между массой загружаемого циркония и площадью покрываемой поверхности, позволяющие получать относительно равномерный слой карбида циркония без излишних утолщений, а также отработан способ размещения металлического циркония в тигле для получения равномерного слоя карбида циркония.

Технология нанесения защитного покрытия на тигель ЭПП выглядела следующим образом. В стандартный тигель помещается кольцо (либо несколько колец), изготовленное из листового металлического циркония наружным диаметром равным внутреннему диаметру тигля. Схема расположения термопар, для контроля температуры процесса и колец циркония показана на рис. 14.

Благодаря упругим свойствам циркония кольцо расклинивалось в верхней части тигля и достаточно плотно прилегало к стенке тигля. Для улучшения растекаемости расплава циркония по высоте тигля внутренняя полость тигля была выполнена конусной с незначительным уменьшением внутреннего диаметра от верха к низу тигля. Подготовленную сборку помещали в ЭПП и нагревали до температуры 1900 °С. Таким способом на внутренней поверхности тигля было получено покрытие толщиной от 50 до 150 мкм.

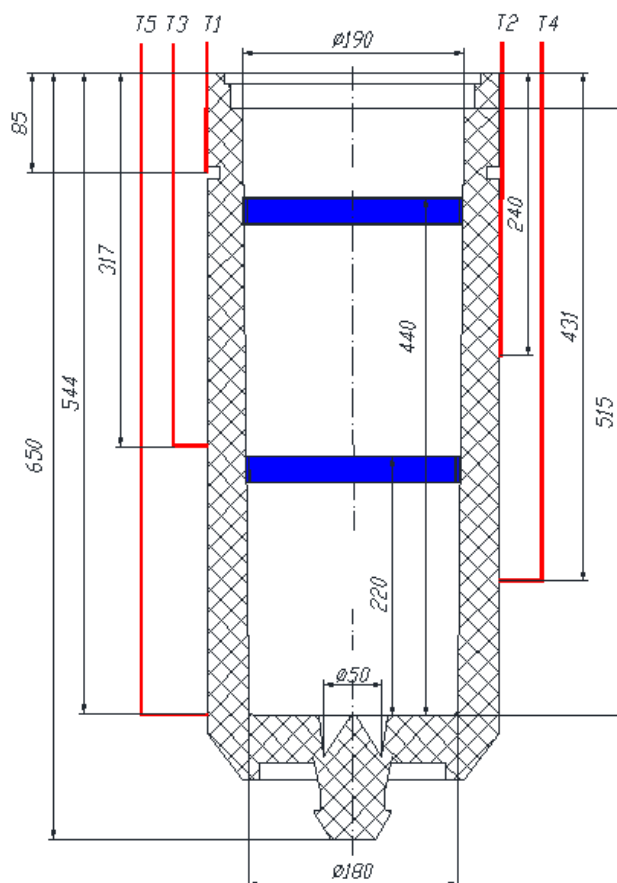


Рисунок 14 - Схема размещения колец циркония (показаны синим цветом) в тигле

Для повышения равномерности разогрева тигля ЭПП и материала шихты прототипа кориума был изменен плавильный тигель. Для равномерности разогрева тигля была уменьшена его высота и выровнена толщина стенки тигля. Для более эффективного плавления шихты, была изменена схема загрузки компонентов, а именно была увеличена концентрация металлического циркония у стенки тигля, что способствовало более быстрому его плавлению и началу процессов его взаимодействия (растворения) с двуокисью урана. Кроме того, такая конфигурация загрузки способствовала поддержанию работоспособности защитного барьера на основе карбида циркония. Ранее в экспериментах COTELS при «кассетной» загрузки двуокись урана была сосредоточена у стенки тигля.

Таким образом, за счет создания защитного покрытия тигля и введения конструктивных изменений в ЭПП были устранены недостатки, выявленные при испытаниях базового оборудования, которые были описаны ранее.

Материалы, изложенные в данном разделе, опубликованы в [89, 90, 92].

2.4.2 Модернизация средств измерения ЭПП

Экспериментальный подбор диаметра керамической изоляционной соломки и диаметра электродов (сплав вольфрам-рений) позволил повысить ресурс данных термопар. Исключение контакта корпуса термопары с тиглем позволило исключить преждевременное образование ложных спаев за счет шунтирования электродов изолятором от разогретой до высокой температуры стенки тигля. Также положительный эффект был получен за счет подавления в измерительной цепи термопар высокочастотные помехи, наводимые генератором питания ЭПП, путем введения LC-фильтров.

Для уменьшения погрешности измерения температуры кориума в процессе его разогрева и плавления в ЭПП с применением инфракрасного пирометра был изменен узел визирования пирометра. Была использована модель АЧТ «большая полость с малым отверстием», что позволило снизить погрешность измерения температуры по отношению к ранее применяемой модели АЧТ, погружаемой в расплав [93].

Для обоснования выбора модели АЧТ были выполнены расчеты, в которых эффективный коэффициент излучения АЧТ определялся по формуле Гуффе [94, 95]. Расчеты показали, что для выбранных размеров тигля и диаметра отверстия в измерительном канале, излучательная способность полости над расплавом для двух длин волн (900 и 1100 нм), характерных для применяемых пирометров, составляет более 0,99 для всех используемых типов графита [88, 96].

Выбранная схема измерений предполагает нагрев компонентов кориума в плавильном объеме при открытой системе дренажа газов из ЭПП, что может приводить к снижению давления газовой смеси в системе дренажа выходящих газов ЭПП. На основании расчетов гидравлического сопротивления трактов теплообменника для оценки давления внутри тигля в течение всего процесса нагрева – плавления кориума в ЭПП, которые показали, что снижение давления газовой смеси в системе дренажа выходящих газов не превысят 0,04 МПа. Таким образом, снижением давления в системе дренажа выходящих газов можно пренебречь.

Для расширения диапазона измеряемых температур и улучшения метрологических характеристик был использован пирометр спектрального отношения MIKRON M780 (от 1000 до 3000°C, погрешность не более $\pm 0,5$ %), который является более современным, по сравнению с пирометром, используемым ранее в базовом оборудовании.

Эксперименты с модифицированным оборудованием ЭПП, выполненные на стенде ВЧГ-135 полностью подтвердили его работоспособность, при этом был определен минимальный расход газа на продувку канала визирования пирометра.

В результате модернизации ЭПП практически полностью устранены выявленные недостатки.

Результаты, представленные в данном разделе, опубликованы в [97, 98].

2.4.3 Обоснование выбора способа компенсации остаточного тепловыделения

Безусловно идеальным бы был случай равномерного объемного выделения тепла за счет внутренних процессов, как это происходит в реальном кориуме. Однако мы не можем использовать реакции деления для модельных экспериментов, поэтому необходимо использовать альтернативный источник тепла с возможностью нагрева до высоких температур.

Для обоснованного выбора способа компенсации остаточного тепловыделения в прототипе кориума рассмотрим существующие способы нагрева с учетом имеющегося опыта эксплуатации базовой установки ЛАВА-Б, которые в виде схемы показаны на рис. 15. При этом не рассматривали способы подачи энергии, которые основаны на введении в объем расплава значительного количества дополнительных веществ и газов, меняющих форму и агрегатное состояние прототипа кориума, например, газовые горелки, термитные смеси и т.п. Данные методы требуют привлечения посторонних химических веществ и приводят к значительному изменению массы и химического состава кориума [99-102].

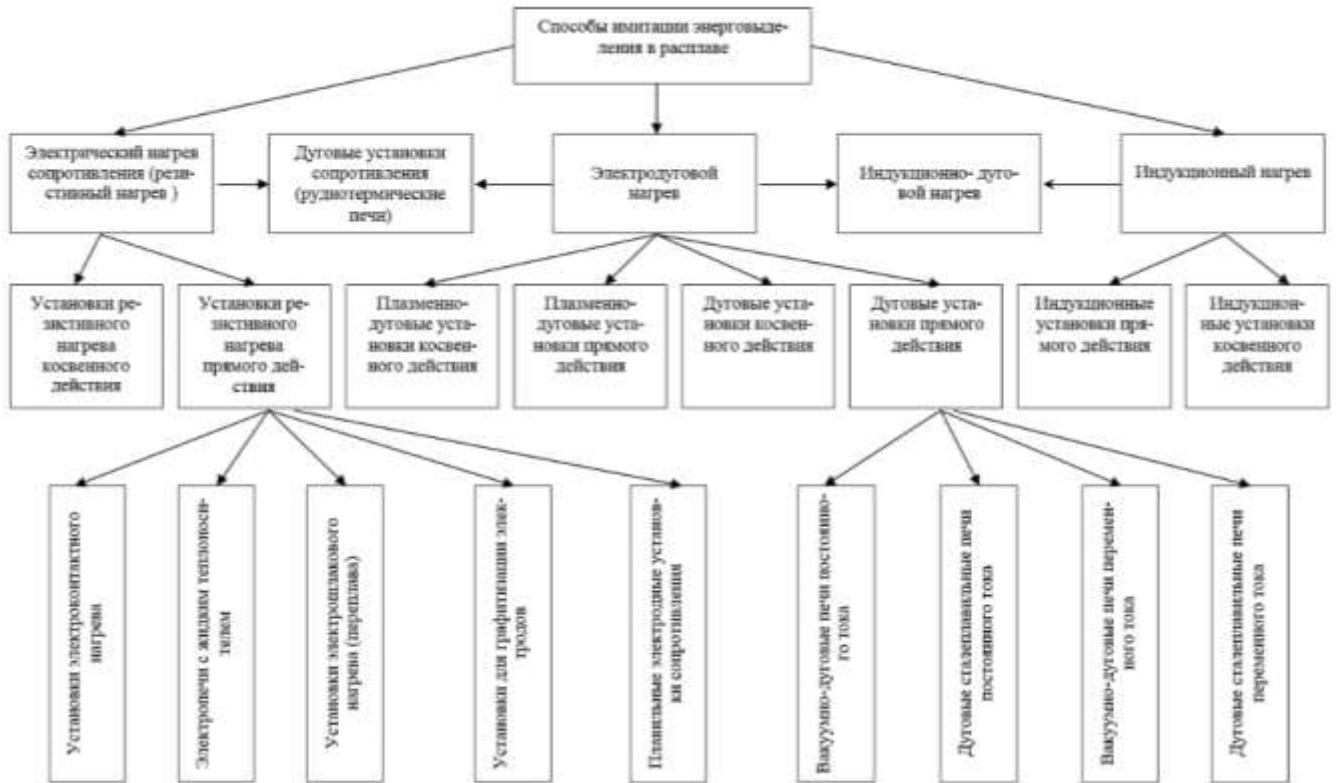


Рисунок 15 - Рассматриваемые способы имитации энерговыделения в расплаве

На основании анализа представленных выше способов нагрева для компенсации дополнительного энерговыделения в прототипе кориума можно выделить следующие способы:

1. Дуговые установки сопротивления (руднотермические печи).
2. Установки электрошлакового нагрева (переплава).
3. Установки индукционного нагрева.
4. Установки нагрева сопротивлением косвенного действия.

Первые два способа связаны с протеканием токов в кориуме, поэтому они (в случае достаточно равномерной плотности мощности в расплаве) будут достаточно полно имитировать остаточное энерговыделение. При этом указанная цель может быть достигнута только при условии однородности сопротивления жидкого расплава. Необходимо отметить, что в этом случае конструкция нагревателя сильно зависит от электропроводимости расплава. В планируемых исследованиях не приходится рассчитывать на однородность электропроводности кориума, что подтверждается результатами эксплуатации установки ЛАВА-Б,

поэтому эти методы не эффективны для достижения поставленных в работе целей.

Индукционный нагрев [103] также может рассматриваться как один из способов имитации энерговыделения, но его применение требует комплекса мер по обеспечению требуемой равномерности энерговыделения в заданной области кориума и экранировки модели корпуса от вихревых токов.

Установка нагрева сопротивлением косвенного действия, когда нагреватель выполнен в виде кольца, диска, цилиндра и т.д. и размещен в расплаве определенным образом, не удовлетворяет предъявляемым требованиям в силу большой неравномерности энерговыделения.

Для нагрева имитатора кориума, до более низких, чем рассматривается в данной работе, температур известен опыт применения спиральных нагревателей, расположенных по определенной схеме (сетке) в расплаве. Такое расположение и дифференциальное подключение каждого нагревателя позволяет также регулировать равномерность нагрева по объему имитатора кориума. Данный подход был успешно применен в работе [104], в которой использовали легкоплавкий расплав солей в качестве имитатора кориума. Такой подход в случае высокотемпературного расплава прототипа кориума не применим из-за отсутствия тугоплавких и химически стойких материалов нагревателя.

В итоге, сравнительный анализ способов нагрева расплава позволяет сделать следующие выводы:

- за прототип нагревателя можно взять схему электрошлакового переплава;
- для достижения равномерности нагрева, в этом случае, следует рассматривать многоэлектродные схемы;
- для эффективной имитации энерговыделения достаточно обеспечивать равномерный нагрев центральной части расплава.

Таким образом, балансируя между количеством необходимого тепла, значением температуры и равномерностью, был выбран метод косвенного нагрева за счет передачи тепла от разогреваемой поверхности плазматрона к кориуму.

Таким образом, представленный выше анализ позволяет сделать выбор в пользу плазматронного нагрева, который и используется в установке ЛАВА-Б. При этом необходимо устранить выявленные при эксплуатации недостатки плазматрона открытого типа.

2.4.4 Модернизация плазматрона

Представленный выше анализ способов компенсации остаточного тепловыделения и опыт эксплуатации установки ЛАВА-Б позволяет сделать вывод о том, что остаточное тепловыделение можно компенсировать путем использования коаксиальных плазматронов. При этом количество плазматронов с учетом их единичной мощности необходимо увеличить до 5-ти. С целью повышения мощности единичного плазматрона, увеличения длительности непрерывной работы и исключения влияния нагревателя плазматрона на состав кориума была разработана конструкция коаксиального плазматрона закрытого типа, которая показана на рис. 16.

Введение таких конструктивных изменений потребовало усовершенствования системы водо- и газоснабжения базовой установки ЛАВА-Б, а также модернизации информационно-измерительной системы комплекса (увеличение количества каналов измерения тока и напряжения плазматронов, расхода и температуры охлаждающей воды и др.). Введенные изменения будут более подробно рассмотрены далее.

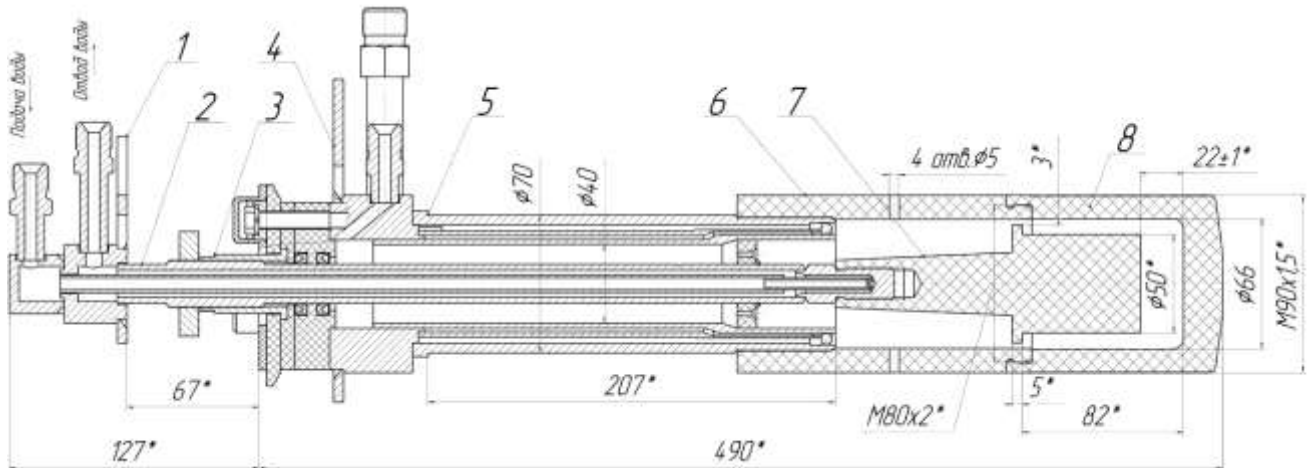


Рисунок 16 - Схема коаксиального плазматрона закрытого типа: 1 – токоподвод внутреннего электрода; 2 - электрод внутренний; 3 – втулка изоляционная; 4 – токоподвод внешнего электрода; 5 – электрод наружный; 6 – втулка графитовая; 7 – наконечник внутренний; 8 – наконечник наружный

Согласно проведенным оценочным расчетам и тестовым макетным испытаниям суммарная мощность устройства для имитации остаточного тепловыделения после ее модернизации составляет 90 кВт.

Результаты, представленные в данном разделе, опубликованы в [105].

2.3.4.1 Проверка работоспособности плазматрона закрытого типа

Для проверки новой конструкции плазматрона был выполнен ряд экспериментов, в которых определялись его оптимальные рабочие параметры, уточнялась геометрия графитовых наконечников, осуществлялся выбор газовой смеси и определялся ресурс его работы.

Экспериментальным путем была определена зависимость мощности плазматрона от расстояния между наконечниками внешнего и внутреннего электродов и оценена скорость эрозии графитового наконечника внутреннего электрода с диаметром рабочей части 50 мм.

На рис. 17 показано изменение мощности плазматрона в зависимости от расстояния между дном наконечника внешнего электрода и торцом внутреннего

электрода. Видно, что при изменении расстояния между наконечниками от 5 мм до 15 мм, средняя мощность плазматрона практически постоянна. При дальнейшем увеличении расстояния между наконечниками электродов, мощность плазматрона незначительно увеличивается.

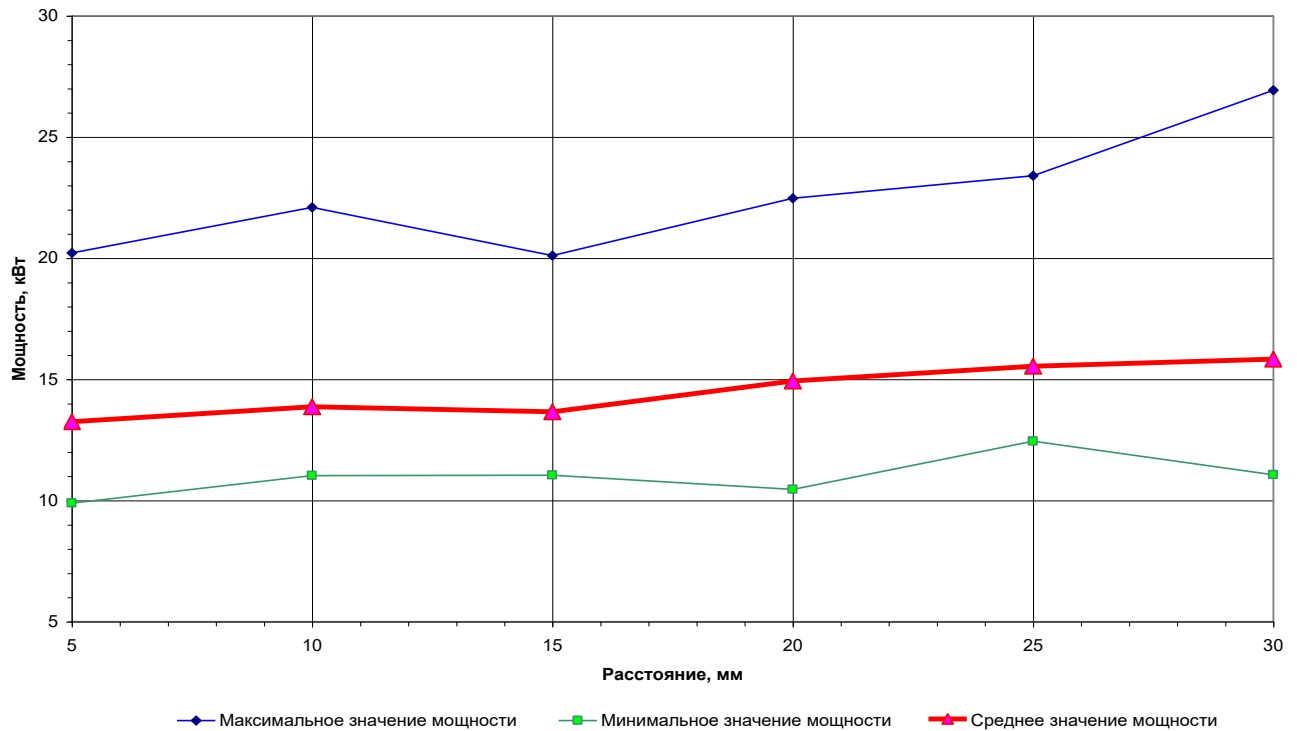


Рисунок 17 - Зависимость мощности плазматрона от расстояния между электродами

Ресурсные плазматрона показали максимальное время работы 120 минут при мощности 19,2 кВт. Параметры работы плазматрона, наблюдаемые при этих испытаниях, приведены на рис. 18.

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

Результаты, представленные в данном разделе, опубликованы в [106].

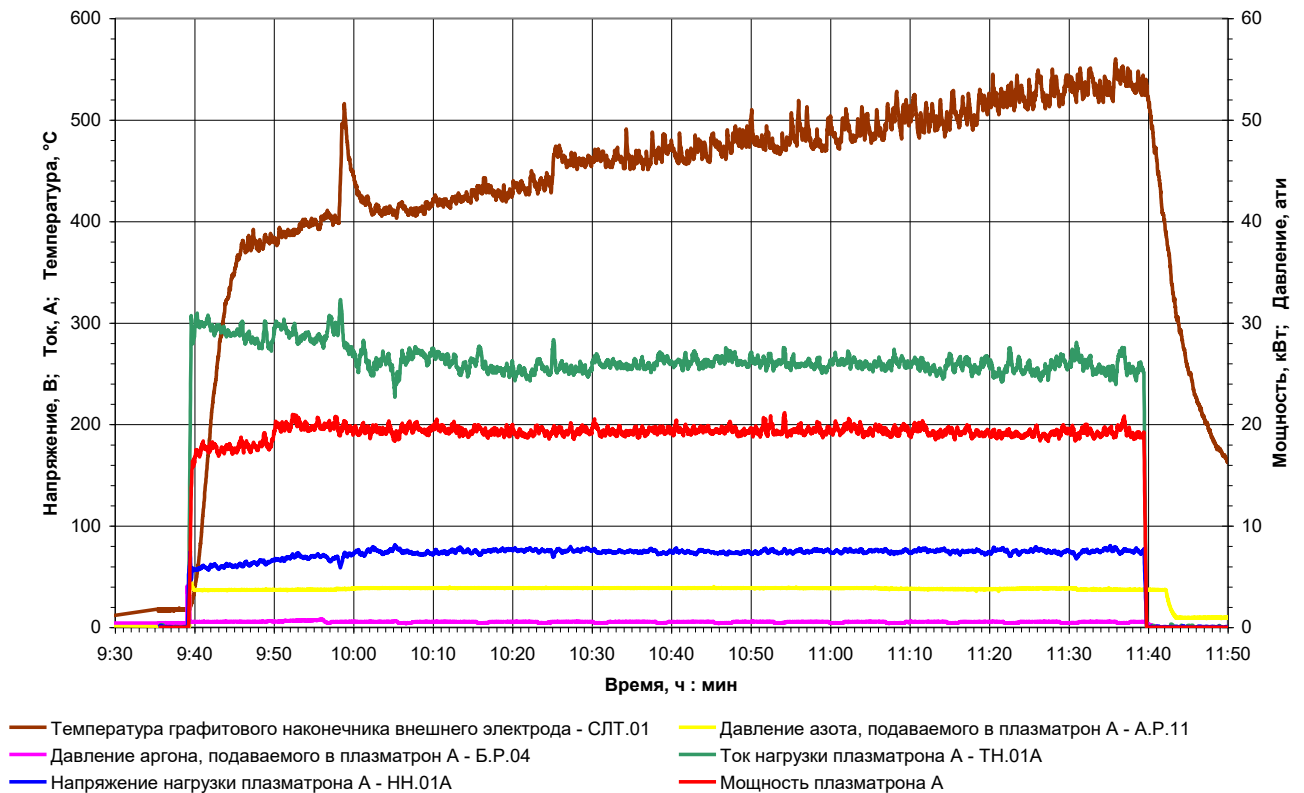


Рисунок 18 – Изменение параметров плазматрона в процессе ресурсных испытаний

2.3.4.2 Защитное покрытие для плазматрона

Одним из основных факторов, ограничивающих работу плазматрона, является низкий ресурс работы графитовых наконечников в химически агрессивной среде прототипа кориума. При ресурсных испытаниях плазматрона новой конструкции в контакте с шихтой прототипа кориума был также выявлен низкий ресурс наконечника. Наглядный результат такого испытания, длительностью около часа, можно видеть на разрезе экспериментального устройства с наконечником (рис. 19).

Ресурс плазматрона увеличен вследствие изменения его габаритов и конструкции, но как и ранее время его работы ограничено эрозией наконечника. Для ограничения взаимодействия расплава кориума с наконечником плазматрона было разработано защитное покрытие на основе карбида циркония, которое было успешно использовано для защиты графитового тигля ЭПП. Формирование такого защитного покрытия выполнялось на высокотемпературном стенде ВЧГ-

135 по специально разработанной технологии [107].



Рисунок 19 - Разрез наконечника плазматрона после ресурсных испытаний

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. 20). Кроме того, такого рода подготовка поверхности перед созданием покрытия позволяла улучшить адгезию покрытия к графиту.

Эрозионная стойкость наконечников плазматрона с покрытием на основе карбида циркония проверялась в отдельных экспериментах [108]. При проведении этих экспериментов осуществлялось плавление прототипа кориума плазматроном в специально изготовленном корпусе.

Для определения режимов проведения таких экспериментов были выполнены предварительные теплогидравлические расчеты устройства. В качестве граничных условий при проведении расчетов устройства принималось, что сток тепла с верхнего наконечника плазматрона и крышки устройства

отсутствует. Зазор в цилиндрической части водяного тракта охлаждения устройства принимался равным 2 мм, а расход охлаждающей воды варьировался в диапазоне от 0,2 до 1 кг/с. Температура воды на входе в тракт охлаждения принималась равной 300 К. Схема устройства для расчета показана на рис. 21.

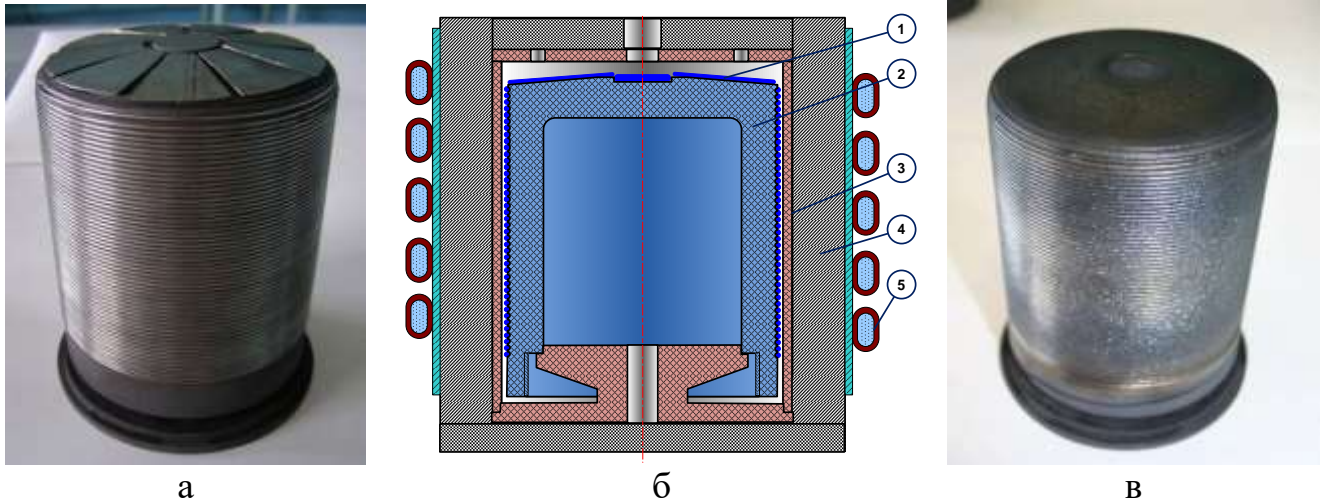


Рисунок 20 - Нанесение защитного покрытия: а) этап подготовки к покрытию; б) схема нанесения покрытия на наконечник (1- цирконий, 2- наконечник плазматрона, 3- нагреватель, 4- теплоизоляция, 5- индуктор); в) наконечник с покрытием

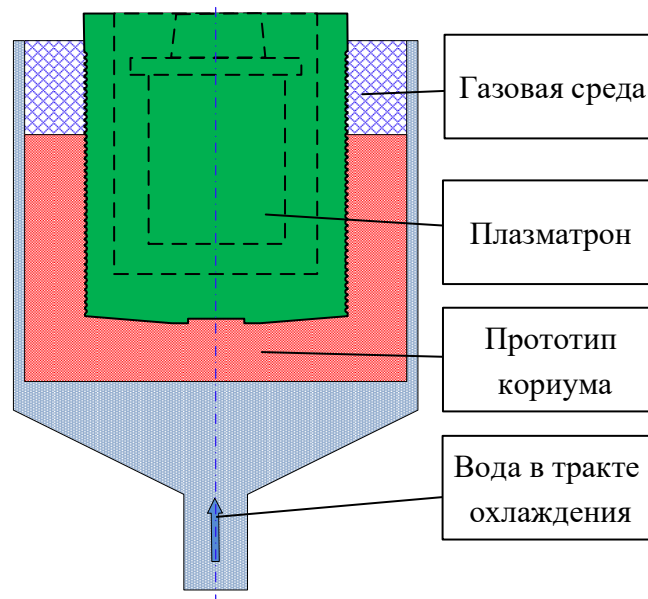


Рисунок 21 - Расчетная схема плазматрона

Теплофизические свойства кориума С-32, использованные при проведении

расчетов, сведены в таблице 7. Теплота плавления кориума С-32 принята равной 258,3 кДж/кг [109, 110].

Таблица 7 - Теплофизические свойства кориума марки С-32

Температура, К	500	750	1000	1250	1500	1750	2000	2500	3000	3500
Плотность, кг/м ³	9215	9151	9089	9023	8952	8885	8813	8662	8467	7786
Теплоемкость, Дж/(кг·К)	294,2	317,3	336,1	345,3	351,2	353,0	386,6	508,3	599,3	439,5
Теплопроводность, Вт/(м·К)	8,49	7,44	7,14	7,24	7,60	8,17	8,91	9,32	9,78	9,48

Выполненные расчеты показали, что при максимальной мощности плазматрона 18 кВт (задаваемое в расчетах энерговыделение в материале плазматрона 36 МВт/м³) температура поверхности плазматрона и слоев кориума, прилегающих к плазматрону, приближается к 2400 °С.

Были выполнены испытания защитного покрытия плазматрона в специальном экспериментальном устройстве (ЭУ), схема которого соответствует показанной на рис. 21, используемые условия испытаний приведены в таблице 8. Следует отметить, что во всех экспериментах были получены подобные результаты, несмотря на различные условия проведения экспериментов.

Таблица 8 - Значения параметров при испытаниях защитного покрытия плазматрона

Наименование параметра	Значение параметра						
	1	2	3	4	5	6	7
№ эксперимента							
Длительность испытаний, мин	60	120	120	80	160	150	150
Масса загрузки прототипа кориума, г	10000	11000	9500	12100	12000	12000	12000
Средняя мощность плазматрона, кВт	15,5	14,9	13,7	13,8	13,3	15,9	19,2
Максимальный подогрев воды в тракте охлаждения плазматрона, °С	1,07	2,21	1,55	1,57	1,48	2,48	7,49
Максимальная температура на стенки ЭУ, °С	1040	980	860	920	940	960	900

На рис. 22 приведен типичный график изменения температуры стенки корпуса ЭУ в различных высотных точках на примере эксперимента №3.

Полученные результаты, позволяют сделать вывод о высокой стабильности работы разработанного плазматрона закрытого типа.

Следует отметить, что выход на относительно стационарный уровень значений температуры происходит приблизительно на десятой минуте, что хорошо согласуется с предварительными расчетами.

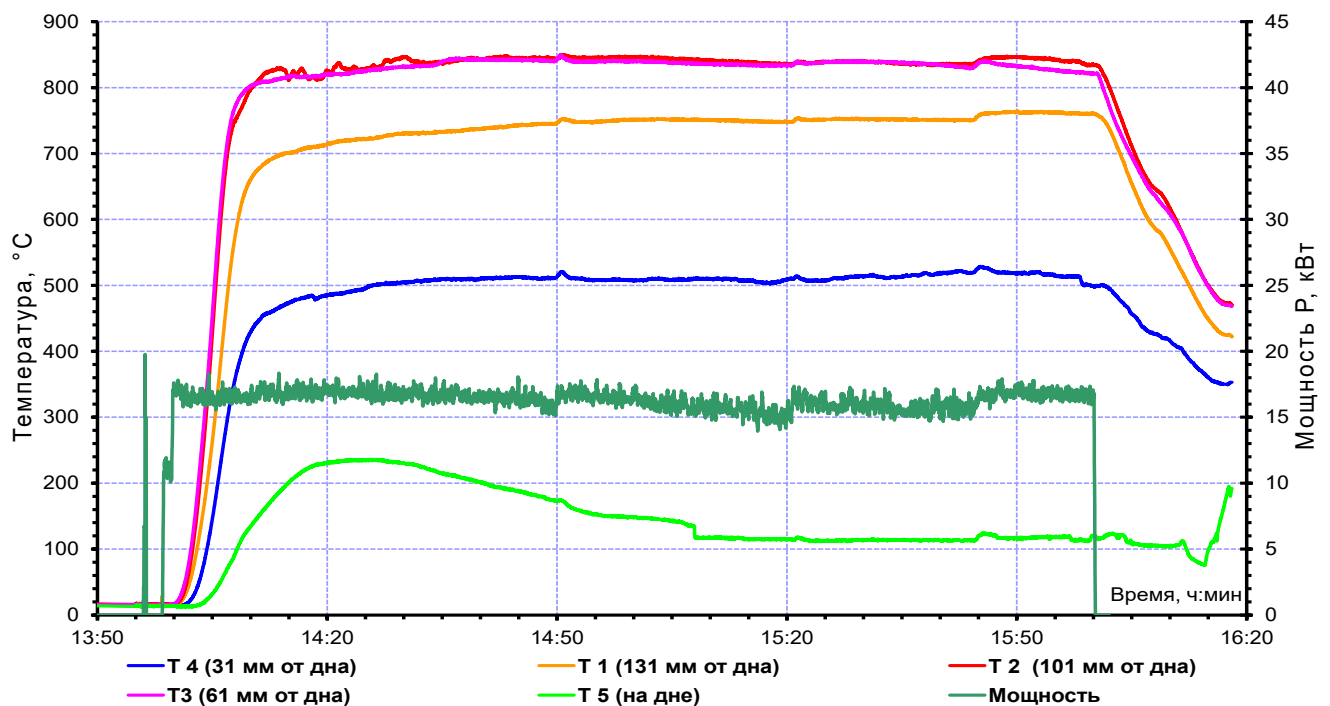


Рисунок 22 - Графики изменения температуры стенки корпуса ЭУ в эксперименте №3

Рассмотрим результаты исследования взаимодействия наконечника плазматрона защищенного покрытием с прототипом кориума. Внешний вид поверхности разреза корпуса после проведения эксперимента №3 приведен на рис. 23 а. По результатам эксперимента отчетливо видно, что наконечник плазматрона в целом сохранил рельеф, образованный резбовой поверхностью. Часть слитка в торцевой области наконечника из-за повышенной хрупкости и слабой фиксацией компаундом (серой) выкрошилась в процессе резки.

Далее из материала 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). Места отбора образцов приведены на рис. 23 б.

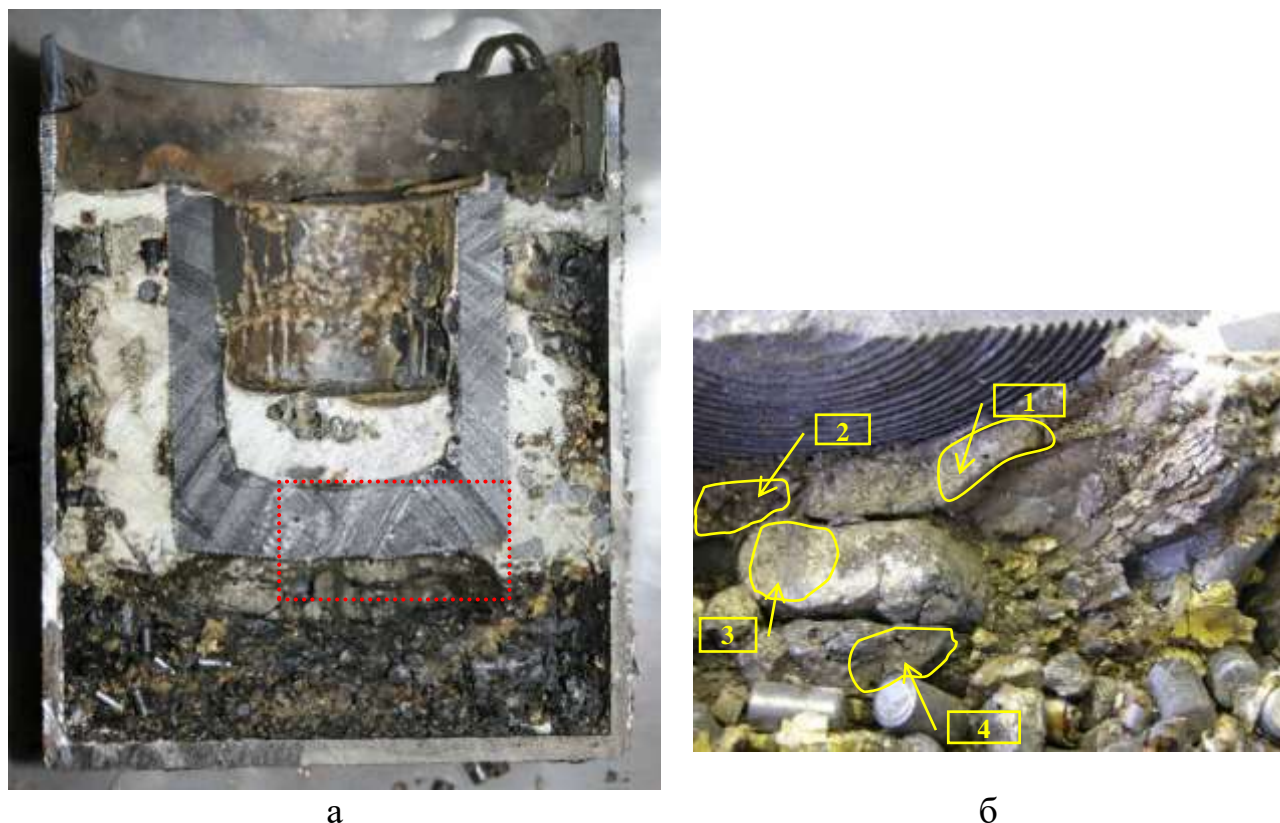


Рисунок 23 - Вид поверхности разреза (а), места отбора образцов (б)

Обозначение, краткая характеристика материала образца и качественный фазовый состав приведен в таблице 9.

Таблица 9 - Результаты качественного анализа фазового состава

№ образца	Характеристика образца	Основные фазы, период решетки a_0 (нм)	Другие фазы
1	Цельный фрагмент материала в верхней части слитка	$(U_{\sim 0,85}Zr_{\sim 0,15}O_2)$ (0,543)	α -Zr(O); Zr(O,C)
2	Рассыпчатый материал слитка	$(U_{\sim 0,8}Zr_{\sim 0,2}O_2)$ (0,542)	α -Zr(O); Zr(O,C); ZrO_2 ; Zr(N,O,C)

3	Цельный фрагмент материала из средней части слитка	$U_{\sim 0,85}Zr_{\sim 0,15}O_2$ (0,543)	α -Zr(O); Zr(O,C)
4	Цельный фрагмент материала из нижней части слитка в области контакта с таблетками двуокиси урана	UO_2 (0,547); $U_{\sim 0,8}Zr_{\sim 0,2}O_2$ (0,543); $U_{\sim 0,6}Zr_{\sim 0,4}O_2$ (0,533)	α -Zr(O); Zr(O,C)
5	Фрагмент покрытия с торца наконечника	$U_{0,6}Zr_{0,4}O_2$ (0,543) ZrC (0,469); Zr(O,C) (0,463);	(Zr(N,O,C); $ZrO_2^{мкл}$, $ZrO_2^{тетр}$, $ZrO_2^{куб}$; (U,Zr)(C,O,N)

В таблице 9 последовательность фаз соответствует уменьшению интенсивности их рефлексов на дифрактограммах и, следовательно, уменьшению их объемного содержания в образцах. Как видно из результатов фазового анализа, основными фазами, характерными для областей сборки, где произошло плавление материала шихты во время эксперимента, являются керамическая оксидная фаза типа (U, Zr)O₂ с ГЦК решеткой двуокиси урана и условная оксикарбидная фаза (Zr_xU_{1-x})(O, C)_{1-y} с ГЦК решеткой карбида циркония. Состав оксидной фазы варьируется от фаз исходных двуокисей урана и циркония до растворов с приблизительным составом $U_{\sim 0,6}Zr_{\sim 0,4}O_2$. Также в фазовый состав материала фрагментов слитка входит фаза α -Zr(O).

Рассмотрим результаты исследования состояния защитного покрытия. Для выяснения состояния покрытия после испытаний были отобраны образцы покрытия. Поскольку, в этом случае не проводился диаметральный разреза стакана, то можно было визуально наблюдать состояние значительной части поверхности наконечника плазматрона (см. рис. 24).

Металлографический шлиф покрытия отделенного от поверхности наконечника плазматрона при разборке представлен на рис. 25. Покрытие было отобрано в месте отсутствия финальной ванны расплава.



Рисунок 24 - Поверхность наконечника: а) нижняя часть; б) верхняя часть



Рисунок 25 - Микроструктура фрагмента покрытия

Ввиду того, что загружаемая шихта нагревалась от поверхности наконечника плазмотрона, где была обеспечена максимальная температура, а внешняя поверхность корпуса имела более низкую температуру, то в финальной конфигурации материала имеются области с различной степенью завершенности процесса взаимодействия материалов шихты. Это обстоятельство позволило наблюдать эффект заполнения пор таблетки UO_2 расплавом циркония, что способствует последующему более быстрому образованию жидкой фазы раствора $(\text{U}, \text{Zr})\text{O}_2$. На рис. 26 показана поверхность шлифа таблетки (темная фаза) двуокиси урана в контакте с цирконием (светлая фаза).

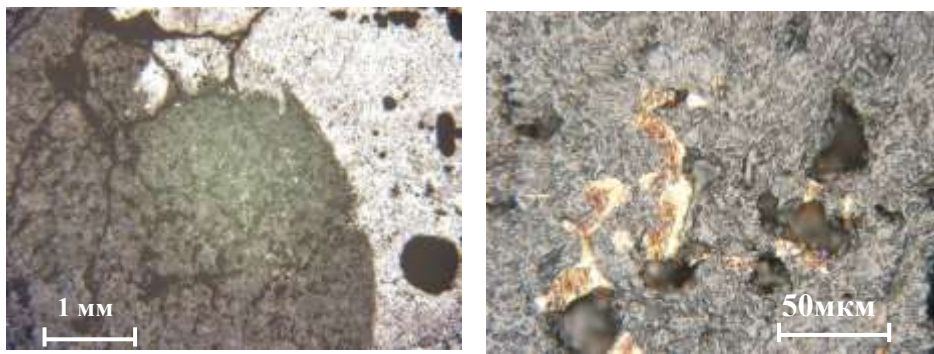


Рисунок 26 - Микроструктура таблетки двуокиси урана, пропитанной цирконием

Данное обстоятельство следует учитывать при обосновании режима плавления прототипа кориума в ЭПП.

Проведенные эксперименты доказали эффективность применения выбранного способа имитации остаточного тепловыделения при удержании расплава прототипа кориума в модели корпуса реактора.

Применение покрытия из карбида циркония на внешней поверхности графитового наконечника плазмотрона показало его надежность по отношению к оксидным компонентам кориума при температуре выше 2500 °С и возможность сохранения работоспособности узла в требуемом диапазоне температур и времени.

Результаты, изложенные в данном разделе, опубликованы в [106, 111, 112].

2.5 Приборно-измерительный комплекс (ПИК) для физического моделирования взаимодействия кориума с днищем корпуса реактора

Таким образом, в результате общей модернизации установки ЛАВА-Б разработан приборно-измерительный комплекс (ПИК) для физического моделирования взаимодействия прототипа кориума с материалами реактора в условиях близких к реальным. Общая структурная схема ПИК представлена на рис. 27.

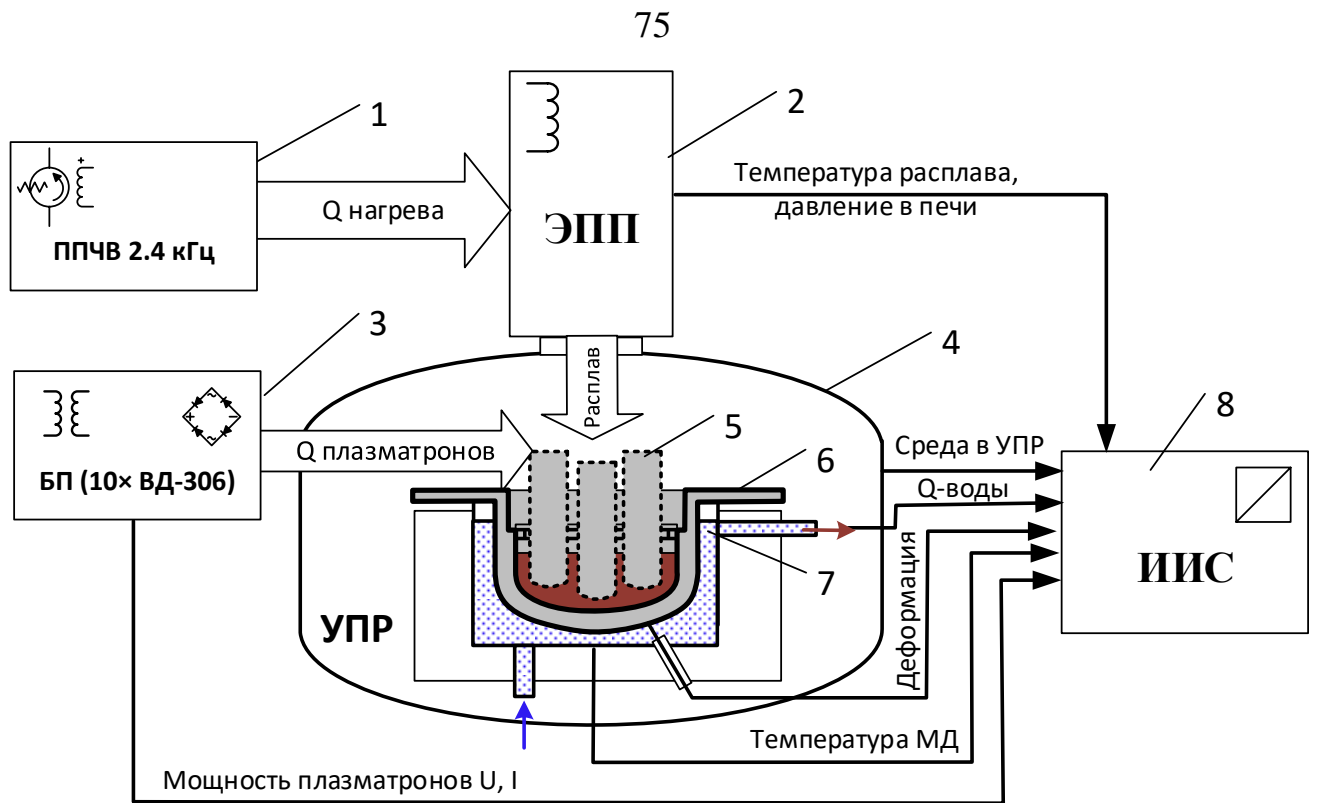


Рисунок 27 – Схема приборно-измерительного комплекса: 1- преобразователь частоты для питания индуктора ЭПП; 2- ЭПП; 3- блок питания плазматронов; 4 – УПР; 5-плазматронный нагреватель; 6- модель днища (МДР) реактора; 7- система охлаждения МД; 8- информационно-измерительная система

В качестве основных критериев подобия ФМ выбраны:

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

ПИК позволяет проводить ФМ тяжелой аварии на водо-водяном энергетическом реакторе, при этом расплав прототипа кориума формируемый в ЭПП сливается в МДР, где с помощью плазматронного нагрева имитируется остаточное тепловыделение, что позволяет обеспечить требуемые параметры процессов взаимодействия аналогичные ожидаемым при тяжелой аварии в реальном реакторе.

Таким образом, разработанный ПИК для физического моделирования

процессов взаимодействия прототипа кориума с моделью днища корпуса реактора удовлетворяет критериям подобия и обеспечивает компенсацию дополнительного тепловыделения в прототипе кориума.

Выводы к Главе 2

1. В качестве объектов исследований выбраны материал днища корпуса легководного реактора ВВЭР-1000 и продукты взаимодействия прототипа кориума с ним.

2. В качестве базового оборудования использована установка ЛАВА-Б для физического моделирования взаимодействия расплава прототипа кориума с конструкционными материалами реактора.

3. Анализ опыта эксплуатации установки ЛАВА-Б показал, что она имеет ряд существенных конструктивных недостатков, которые не позволяют в полном объеме достигнуть поставленной в работе цели.

4. Путем модернизации установки ЛАВА-Б с целью устранения выявленных недостатков разработан приборно-измерительный комплекс, позволяющий осуществить ФМ взаимодействия прототипа кориума с материалом корпуса реактора, в котором реализован дополнительный нагрев прототипа кориума путем применения плазматронов закрытого типа для моделирования остаточного тепловыделения.

5. 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.

6. Разработанный ПИК позволяет соблюсти необходимые критерии соответствия при физическом моделировании тяжелой аварии для получения качественных экспериментальных данных.

ГЛАВА 3. МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С ДНИЩЕМ КОРПУСА РЕАКТОРА

3.1 Выбор прототипа кориума

Исходный состав основных материалов реакторов типа ВВЭР, из которых в процессе тяжелой аварии формируется расплав в днище корпуса реактора, приведен в таблице 10 [113, 114].

Таблица 10 - Компонентный состав материалов в реакторах ВВЭР

Материал	ВВЭР-640	ВВЭР -1200
Двуокись урана, кг	66 000	87 000
Двуокись циркония, кг	20 340	27 440
Цирконий, кг	7 100	8 700
Сталь, кг	54 000	65 000
Суммарная масса материала, кг	147 440	188 140

В таблице 11 приведены составы кориума, которые наиболее часто используются при проведении исследований ТА [69].

Таблица 11 - Составы кориума [69]

Тип	Степень окисления, Zr, %	Состав кориума, мол%/вес%			Отношение U/Zr
		UO ₂	ZrO ₂	Zr	
С-22	22	62/81,8	8,4/5,0	29,6/13,2	1,6
С-32	32	54,5/76,2	14,5/9,3	31,0/14,5	1,2
С-50	50	62/80,4	19/11,3	19/8,3	1,6
С-100	100	62/78,1	38/21,9	-	1,6

На основании анализа известных литературных данных (см. Главу 1) и опыта поведения исследований на установке ЛАВА-Б [115] в качестве основного прототипа кориума выбран вариант кориума С-32 (таблица 11).

Исходная загрузка плавильного тигля ЭПП включала в себя диоксид обедненного урана в виде таблеток бланкета 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 установки ЛАВА-Б (около 60 кг). При известной общей массе расплава и используя значение плотности расплава прототипа кориума (около 9 г/см^3), может быть определен ожидаемый уровень расплава в модели днища корпуса реактора (МДР).

3.2 Конструкция модели днища корпуса реактора

Ранее на рис. 7 была приведена конструкция корпуса реактора ВВЭР-1000, на которой была выделена его донная часть полуэллиптической формы, которая и выбрана в качестве МДР для проведения исследований. Масштаб модели обусловлен геометрическими размерами базовой установки ЛАВА-Б. Размеры выбранной МДР соотносятся с размерами нижней части корпуса реального реактора как 1:12

Для корректного физического моделирования процессов при удержании расплава кориума в корпусе реактора были проведены расчеты температурных полей в МДР с учетом разработанной конструкции ПИК и параметров устройств для имитации остаточного тепловыделения.

Расчеты были выполнены в рамках проекта МНТЦ К-1265 (INVECOR) совместно со специалистами Научно-исследовательского технологического института (НИТИ) им. А. П. Александрова с использованием полученных при выполнении данной работы экспериментальных данных на установке ВЧГ-135 и в экспериментах с плазматроном, которые описаны выше (см. раздел 2.3.4) [97].

В задачи расчета входило:

- Определение характеристик бассейна расплава, теплового и напряженно-деформированного состояния МДР.
- Оптимизация условий нагрева расплава и разработка рекомендаций по размещению плазматронов и конечной геометрии МДР.

Расчет теплогидродинамики бассейна расплава при различных геометриях модели и расположении плазматронов были выполнены с использованием программы DYMELT. При этом задачи гидродинамики расплава с учётом плавления/кристаллизации и теплопроводности в твёрдой стенке МДР решались совместно. Расчеты теплового состояния модели были выполнены с использованием пакета ANSYS [116, 117]. Используемая при расчетах МДР показана на рис. 28.

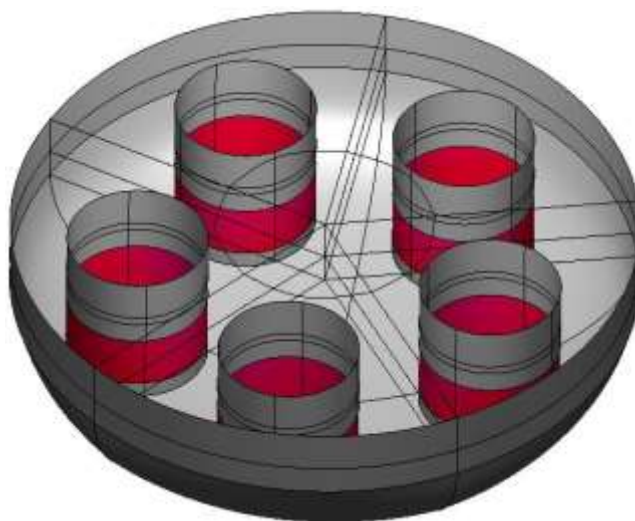


Рисунок 28 – Схема выбранной модели днища. Красным цветом – активные части плазматронов (т.е. области энерговыделения)

Следует отметить, что зависимость коэффициента теплопроводности кориума от температуры в расчетах не использовалась, поскольку достоверных сведений по этой зависимости нет. Величина коэффициента теплопроводности определялась путем усреднения данных, полученных в процессе реализации проекта «РАСПЛАВ» [118, 119].

Результаты расчета температурного поля в кориуме приведены на рис. 29.

На рис. 30 показано расчетное температурное поле на внутренней поверхности модели корпуса. Как видно из рисунка, температура на внутренней поверхности корпуса практически не превышает 700°C .

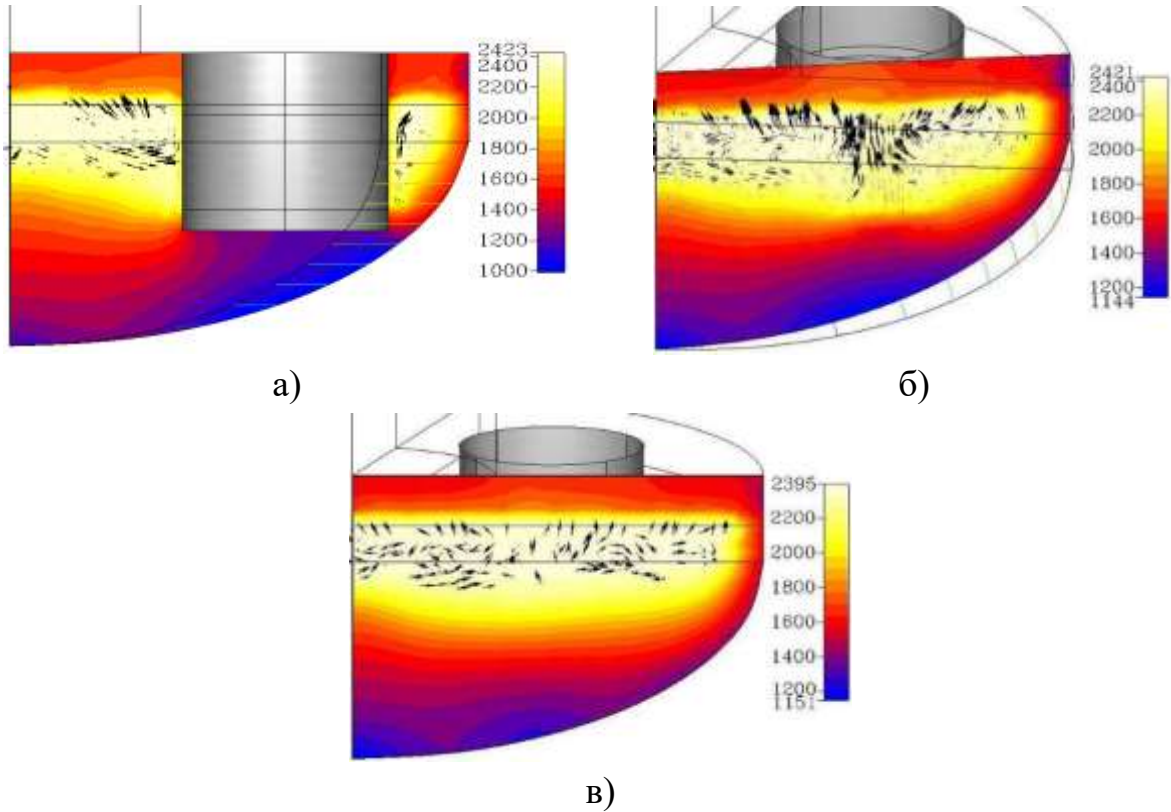


Рисунок 29 - Поле температуры кориума: а) в сечении, проходящем через ось нагревателя; б) в сечении, повернутом на 18° ; в) в сечении, проходящем между нагревателями

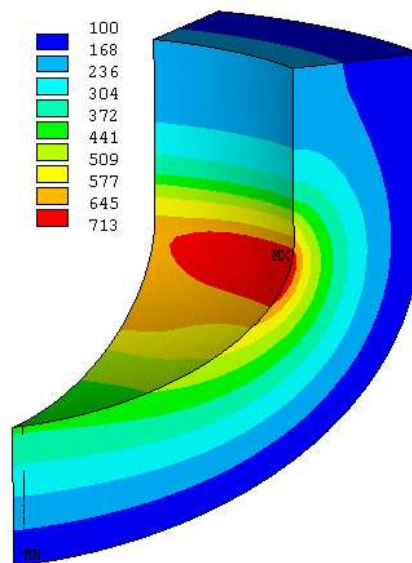


Рисунок 30 - Температурное поле на внутренней поверхности МДР

Эти результаты, позволяют сделать вывод о том, что для адекватного моделирования внутри корпусных условий ректора требуется увеличить температуру стенки днища. Эта проблема может быть устранена введением внешней теплоизоляции модели корпуса.

С целью формирования требований к внешней теплоизоляции модели корпуса были проведены расчеты с внесенными корректировками, которые заключались во введении теплоизоляции между моделью днища и охлаждающей ее водой. На рис. 31 показано температурное поле на внутренней поверхности модели корпуса с внешней теплоизоляцией.

Таким образом, в результате расчетов было установлено, что с помощью профилированной внешней теплоизоляции МДР можно существенно поднять температуру внутренней поверхности модели (до ~ 1200 °С).

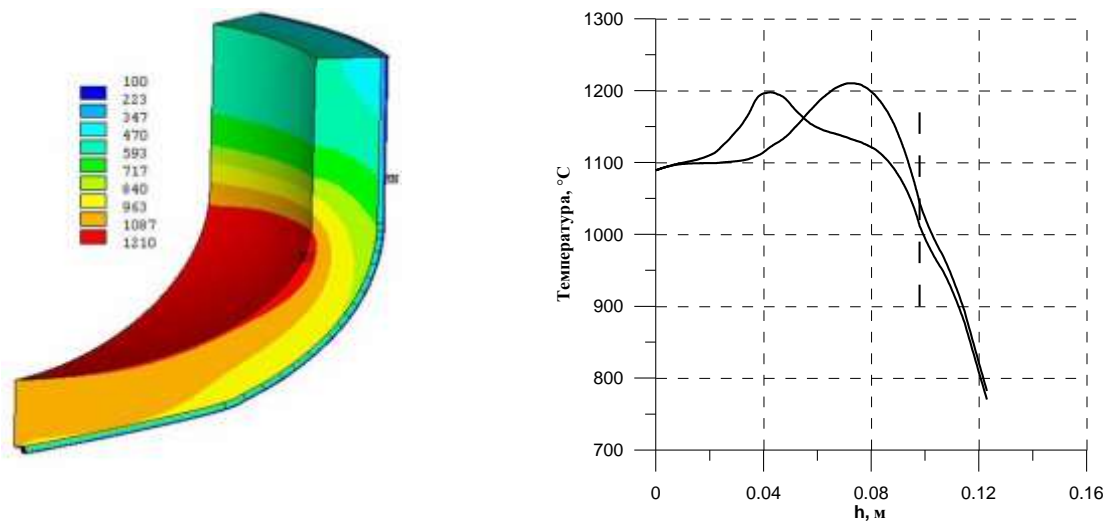


Рисунок 31 – Температурное поле МДР (тепловая проводимость теплоизоляции $\lambda/\delta = 100$ на длине от центра ~ 120 мм)

Таким образом, расчеты температурных полей в МДР показали, что в процессе экспериментов температура в зоне взаимодействия «кориум – сталь» не превысит 500 °С (с учетом потерь тепла), которое явно недостаточно для моделирования физико-химических процессов при удержании расплава кориума в корпусе.

Для уменьшения тепловых потерь с поверхности расплава прототипа кориума после его слива в МДР, был разработан специальный экран из листового тантала, который устанавливался над поверхностью расплава (рис. 32).



Рисунок 32 – Теплоизоляционный экран из тантала

Таким образом, была выбрана конструкция МДР, которая и была использована для проведения исследований взаимодействия прототипа кориума с материалом МДР.

В связи с высокой стоимостью конструкционных материалов, используемых для изготовления реакторов, модель днища корпуса реактора была изготовлена из более доступной стали 20. Вопрос по исследованию физико-химического взаимодействия прототипа кориума с материалами корпуса реактора был решен установкой специальных образцов из исследуемых конструкционных материалов в модель днища.

Результаты, изложенные в данном разделе опубликованы в [105].

3.3 Разработка теплоизоляции для внешней поверхности МДР

В результате расчетов, которые были изложены в предыдущем разделе, было установлено, что полученное значение температуры в зоне взаимодействия «кориум – сталь» не достаточно для моделирования физико-химических

процессов при удержании расплава кориума в корпусе.

Для устранения выявленного недостатка был разработан теплоизоляционный пакет для внешней поверхности МДР. Исследование эффективности использования различных материалов для теплоизоляционного пакета был сделан на основе результатов исследований с использованием стенда ВЧГ-135, в которых определялась теплопроводность материалов [109].

В качестве теплоизоляции были испытаны ткани из стекловолокна и графита. Для проведения экспериментов была изготовлена калориметрическая сборка, схема которой показана на рис. 33.

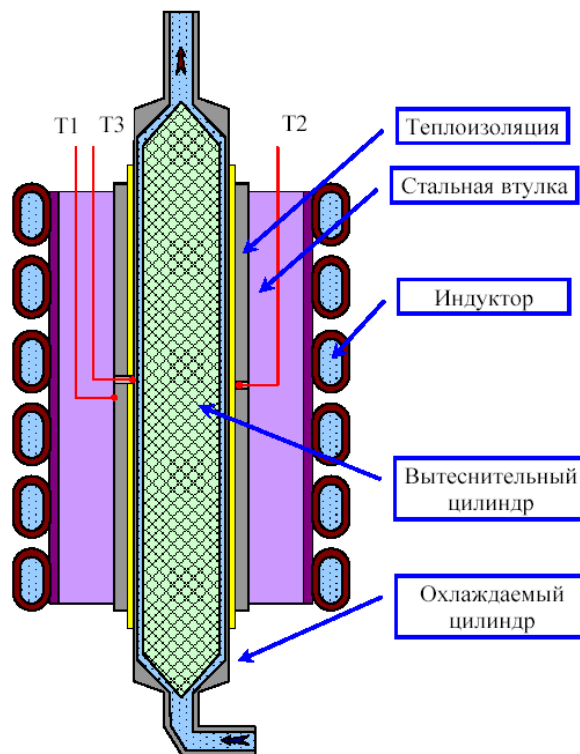


Рисунок 33 - Схема экспериментального устройства (T1- внешняя температура втулки, T2-внутренняя температура втулки (на теплоизоляции), T3-температура охлаждаемого цилиндра)

Греющим элементом в этой системе является стальная втулка, нагрев которой осуществляется с помощью вихревых токов, возникающих при работе индуктора стенда. Отвод тепла из системы производится путем охлаждения внутренней стенки цилиндра потоком воды. При подаче напряжения на индуктор и нагреве стальной втулки, между втулкой и цилиндром, охлаждаемым водой,

должен сформироваться перепад температуры.

При известной мощности, затраченной на нагрев устройства, и измеренном перепаде температуры на внешней и внутренней поверхности теплоизоляции, теплопроводность исследуемых материалов может быть найдена из соотношения:

$$Q = \frac{2\pi\lambda \cdot l}{\ln(d_{out}/d_{in})} (T_{in} - T_{out})$$

где Q – мощность, затраченная на нагрев устройства; λ – искомая теплопроводность материала; d_{in} , T_{in} – соответственно диаметр внутренней поверхности теплоизоляции и температура на внутренней поверхности теплоизоляции; d_{out} , T_{out} – соответственно диаметр внешней поверхности теплоизоляции и температура на внешней поверхности теплоизоляции.

По измеренным перепадам температуры и мощности, подведенной к устройству, были определены величины теплопроводности исследуемых материалов. Результаты расчетов представлены в таблице 12.

Таблица 12 - Теплопроводность исследуемых теплоизоляционных материалов

№	2 температурная полка*			3 (максимальная) температурная полка*		
	λ стали, Вт/(м К)	λ тепло-изоляции, Вт/(м К)	Тепловая проводимость λ/δ	λ стали, Вт/(м К)	λ тепло-изоляции, Вт/(м К)	Тепловая проводимость λ/δ
К-2 (стеклоткань тип 1)	26,7	0,18	514	22,4	0,21	600
К-3 (стеклоткань тип 2)	14,2	0,23	657	23,7	0,22	629
К-4 (графитовая ткань)	11,7	2,63	7514	40,6	1,56	4457

*«полка» - стационарный уровень температуры после окончания разогрева

На основании полученных результатов можно сказать, что значения

теплопроводности стеклоткани, приданных условиях, лежат в диапазоне от 0,18 до 0,23 Вт/(м·К). Именно этот материал и был выбран для изготовления теплоизоляции.

Экспериментальная проверка эффективности теплоизоляции, которая была выполнена в процессе проведения экспериментов по исследованию взаимодействия наконечника плазматрона с прототипом кориума (см. раздел 2.3.4) показала ее эффективность.

Таким образом, использование стеклоткани в качестве теплоизоляции модели днища реактора позволяет поднять температуру контакта прототипа кориума со стальной стенкой МДР до требуемых значений.

3.4 Подготовка МДР для исследований

Рассмотрим процедуру подготовки МДР для исследований. С учетом высокой стоимости изделий из корпусной стали реакторов ВВЭР, а также необходимости в лицензировании экспорта/импорта таких изделий, МДР была изготовлена из обычной углеродистой стали 20.

В стенку полученной конструкции, в наиболее напряженные и интересные с точки зрения эксперимента места, которые были выбраны с учетом результата оценки ожидаемого уровня расплава кориума, запрессовывались образцы из корпусной стали 15Х2НМФА-А. Каждый такой образец препарирован четырьмя термопарами типа хромель-алюмель, расположенными на разной глубине, что позволяет фиксировать температурную картину в процессе эксперимента.

На рис. 34 представлены этапы подготовки МДР для проведения исследований.



а



б



в



г



д



е

Рисунок 34 – Подготовка МДР: а) заготовка МДР; б) заготовки образцов корпусной стали; в) вид образцов корпусной стали с внешней стороны МДР; г) вид образцов корпусной стали с внутренней стороны МДР; д) стальной экран теплоизоляционного пакета; е) МДР в сборе с плазматронами

Общая схема МДР с основными габаритными размерами показана на рис. 35.

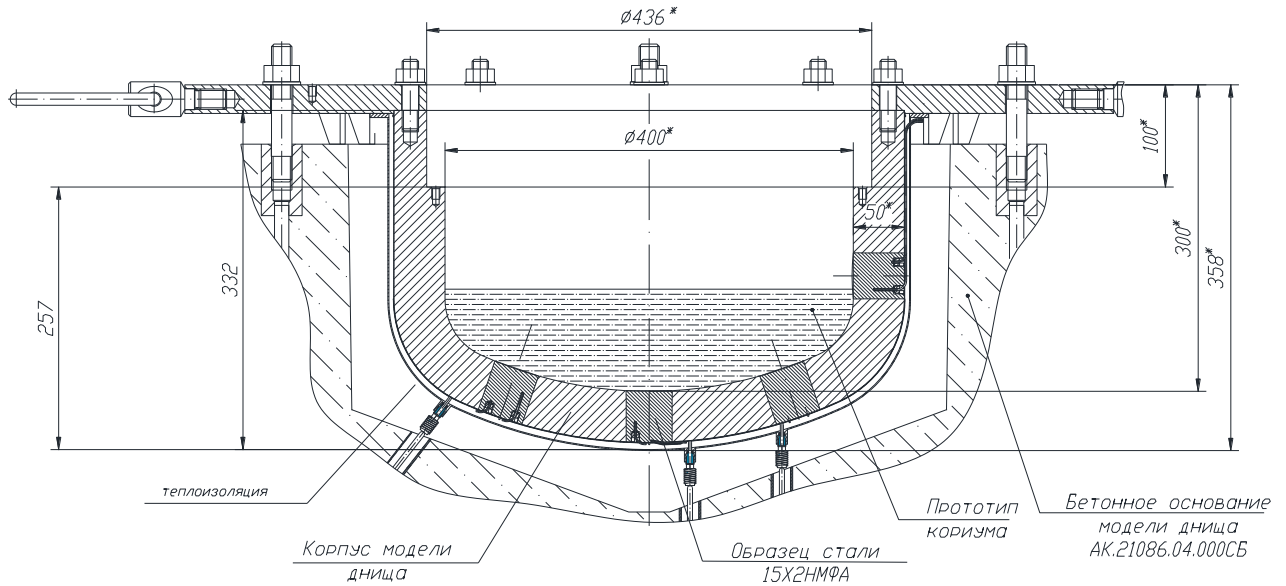


Рисунок 35 - Схема МДР с основными размерами

3.5 Физическое моделирование взаимодействия кориума с МДР

После выполнения подготовительных работ по сборке отдельных узлов осуществляется монтаж ПИК. На первом этапе исследований требуемая масса шихты прототипа кориума загружается в ЭПП и проводится ее плавление, при этом контролируются следующие параметры: температура, давление и подводимая мощность.

Полученный, таким образом, расплав прототипа кориума сливается в МДР при достижении температуры тигля 2630°C . Перед сливом расплава осуществляется предварительный разогрев стенок МДР до $200 - 250^{\circ}\text{C}$ в течение $10 - 15$ минут при отключенной системе охлаждения. После слива расплава в МДР аргон в плазматроне заменяется на смесь аргона и азота, для повышения его мощности. В процессе эксперимента по физическому моделированию осуществляется регистрация параметров МДР, охлаждающей жидкости и газовой среды, а также регистрируется деформация МДР с помощью датчиков

перемещения индукционного типа. Всего было проведено пять экспериментов [120].

Рассмотрим основные особенности каждого из экспериментов.

3.5.1 Эксперимент INVECOR-1

Целью этого эксперимента является моделирование поведения бассейна кориума в днище корпуса реактора, когда основная доля оксидного кориума падает в виде расплава прототипа кориума С-32. Дополнительно в экспериментальную секцию было помещено около 10 кг крошки оксидного кориума С-90, полученного в ранних калибровочных экспериментах. Предварительная загрузка кориума в МДР имитировала версию о одновременном падении деградированной активной зоны реактора в днище, а также способствовало увеличению уровня расплава в МДР.

Таким образом, при сливе расплава из ЭПП в МДР ожидалось наличие около 70 кг прототипа кориума, в котором будет моделироваться остаточное тепловыделение.

На рис. 36 показана схема МДР эксперимента INVECOR-1.

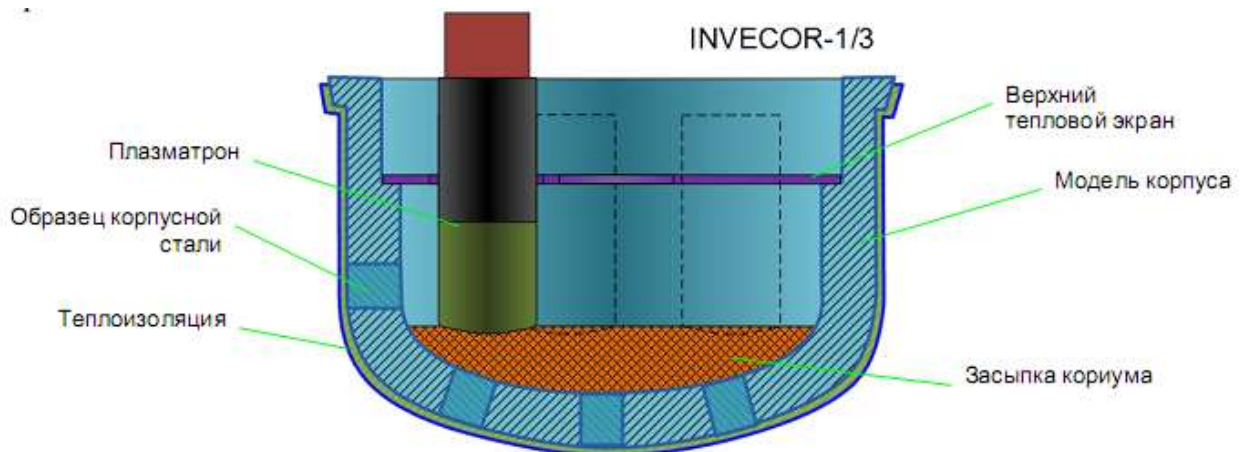


Рисунок 36 – МДР для эксперимента INVECOR-1

3.5.2 Эксперимент INVECOR-2

В данном эксперименте в прототип расплава кориума в МДР была добавлена нержавеющая сталь 15X2НМФА-А для имитации внутренней

плакировки корпуса реактора ВВЭР. Чтобы избежать нежелательных физико-химических процессов в плавильном тигле ЭПП, листовая нержавеющая сталь была размещена в МДР, покрывая только часть модельной секции, как это показано на рис. 37. В этом эксперименте также использовалась крошка оксидного прототипа кориума, аналогичная по составу кориуму в эксперименте INVECOR-1.

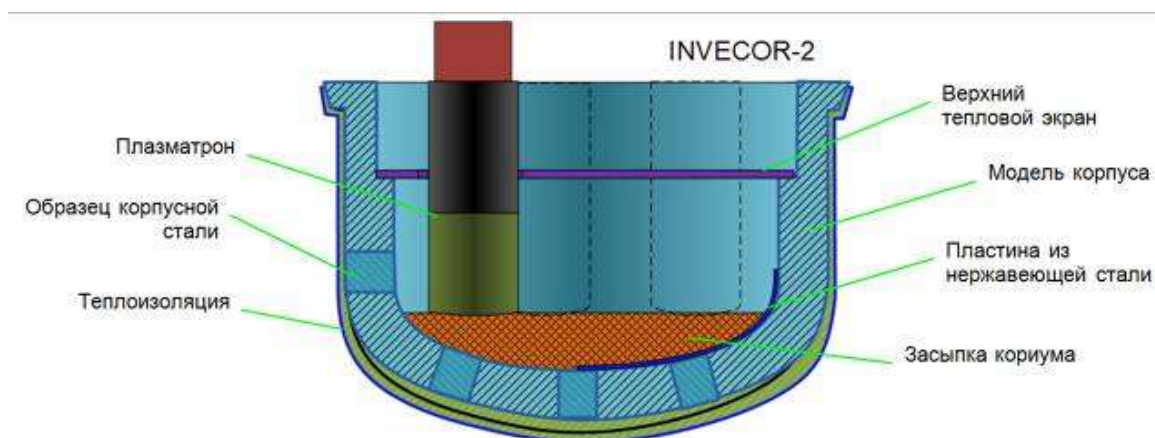


Рисунок 37 - МДР для эксперимента INVECOR-2

3.5.3 Эксперимент INVECOR-3

Данный эксперимент отличался дополнительной имитацией падения фрагментов стальных конструкций реактора сверху на бассейн расплава активной зоны после его слива и формирования верхней корки. Такая конфигурация экспериментальной модели служила проверкой сценария развития тяжелой аварии, в соответствии с которым в бассейне кориума, находящемся в днище корпуса реактора, формируется слой металлического расплава поверх оксидного слоя (так называемый «фокус-эффект» [121]). Схема расположения материалов в данном случае показана на рис. 38.

Стальная пластина была установлена ниже верхнего теплового (танталового) экрана на медных скобах. Время прогрева пластины до деградации медных скоб было достаточным для формирования твердой корки, что позволило исключить падение стали непосредственно в расплав оксидного кориума.

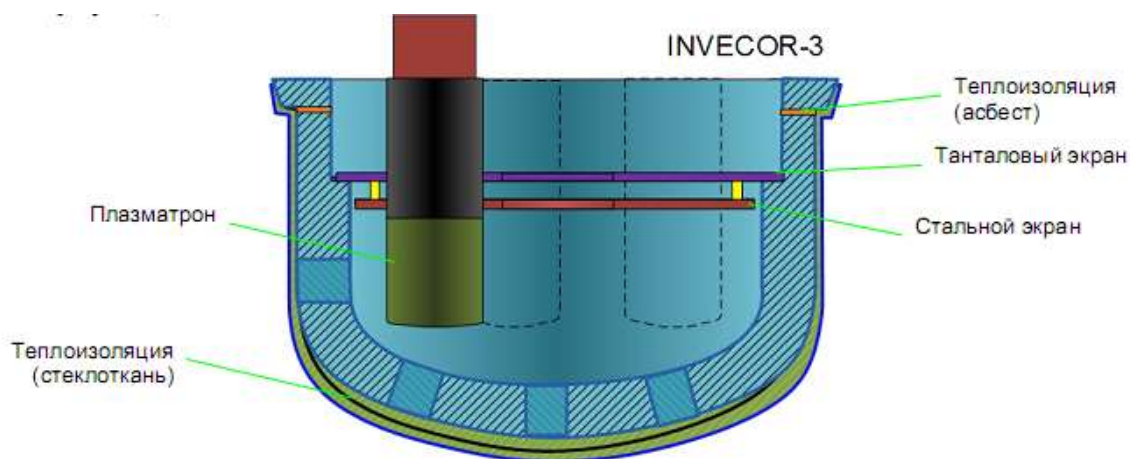


Рисунок 38 – МДР для эксперимента INVECOR-3

В отличие от предыдущих двух экспериментов, в МДР не добавлялись фрагменты оксидного прототипа кориума, что позволило обеспечить более высокую температуру прогрева модели перед сливом расплава.

Кроме того, для повышения температуры стенки модели в процессе эксперимента был установлен минимально возможный расход воды, охлаждающей внешнюю поверхность МДР.

3.5.4 Эксперимент INVECOR-4

Данный эксперимент являлся повторением первого, но при этом имелись следующие отличия:

- отсутствовала предварительной засыпки в МДР оксидного кориума;
- повышенная эффективность внешнего слоя теплоизоляции МДР, за счет замены стеклоткани на графитовый войлок (что снизило теплопроводность теплоизоляционного пакета в 8 - 10 раз);
- повышенная эффективность верхнего теплового экрана над кориумом (путем использования дополнительной стальной пластины между поверхностью кориума и основным танталовым экраном);
- оперативное регулирование расхода внешней охлаждающей воды из условия поддержания температуры на выходе из системы на уровне 90°С.

Схема МДР, которая использовалась в данном эксперименте, представлена на рис. 39.

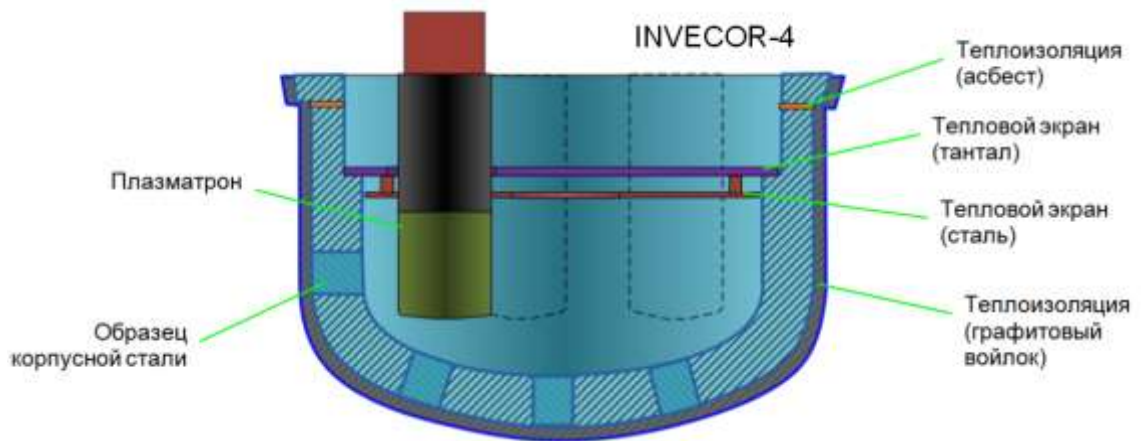


Рисунок 39 – МДР для эксперимента INVECOR-4

На рис. 40 приведены графики температуры стенки МДР в процессе эксперимента INVECOR-4.

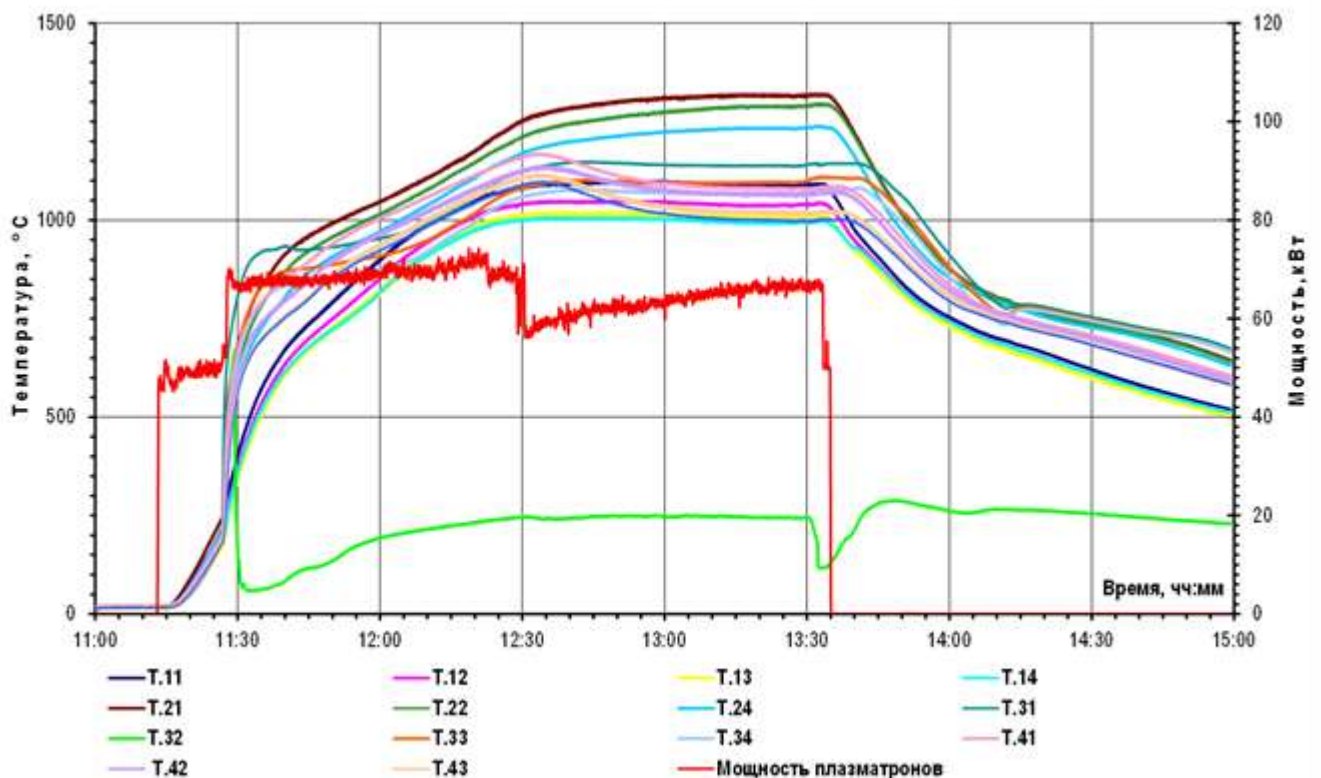


Рисунок 40 – Изменение температуры стенки МДР со временем в эксперименте INVECOR-4

В данном случае использованы следующие обозначения: в номере термопары (Т) первая цифра - номер образца корпусной стали (1-й в

цилиндрической части МДР, остальные 3 по порядку от него), вторая цифра - глубина расположения от внешней поверхности МДР (1 - 30 мм, 2 - 20 мм, 3 - 12 мм, 4 - 2 мм). Общая длительность эксперимента, включая стадию предварительного прогрева, составила более 2 часов. В других экспериментах, представленных выше в данном разделе, были получены подобные зависимости изменения температуры стенки МДР от времени.

3.5.5 Эксперимент INVECOR-5

В данном эксперименте была снижена толщина стенки МДР до 30 мм (при 50 мм в предыдущих экспериментах), что позволило существенно снизить общую теплоемкость МДР и, соответственно, осуществить более быстрый ее прогрев за счет теплообмена с расплавом прототипа кориумом.

Снижение толщины стенки МДР также позволило снизить утечку тепла вдоль стенки МДР к верхнему фланцу, что обеспечило более высокие тепловые потоки через стенку МДР в радиальном направлении. Схема МДР, использованная в эксперименте, представлена на рис. 41.

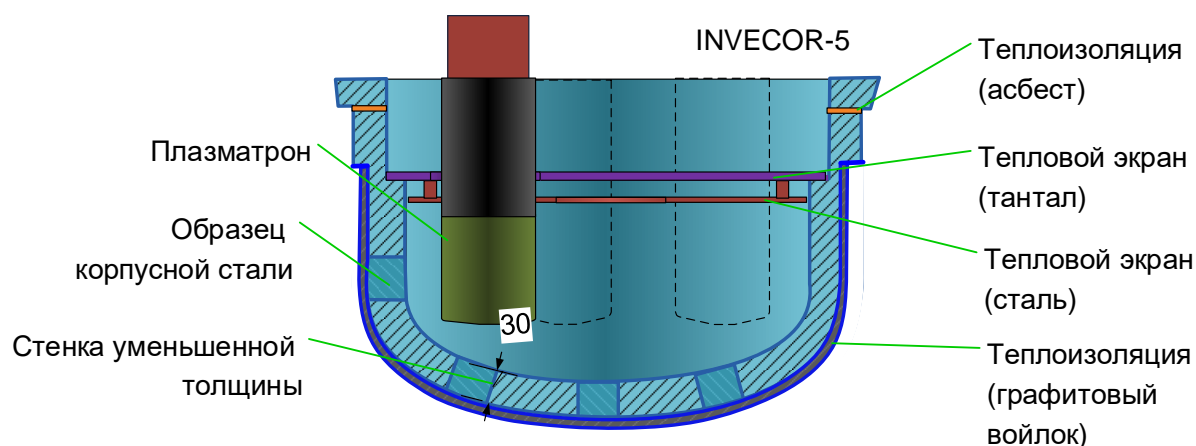


Рисунок 41 – МДР для эксперимента INVECOR-5

На рис. 42 приведены графики температуры стенки модели корпуса в процессе эксперимента INVECOR-5. В данном эксперименте также введены обозначения: в номере термопары (Т) первая цифра - номер образца корпусной стали (1-й в цилиндрической части МДР, остальные 3 по порядку от него), вторая

цифра - глубина расположения от внешней поверхности МДР (1 - 22 мм, 2 - 17 мм, 3 - 12 мм, 4 - 2 мм). Общая длительность эксперимента, включая стадию предварительного прогрева, составила более 24 мин.

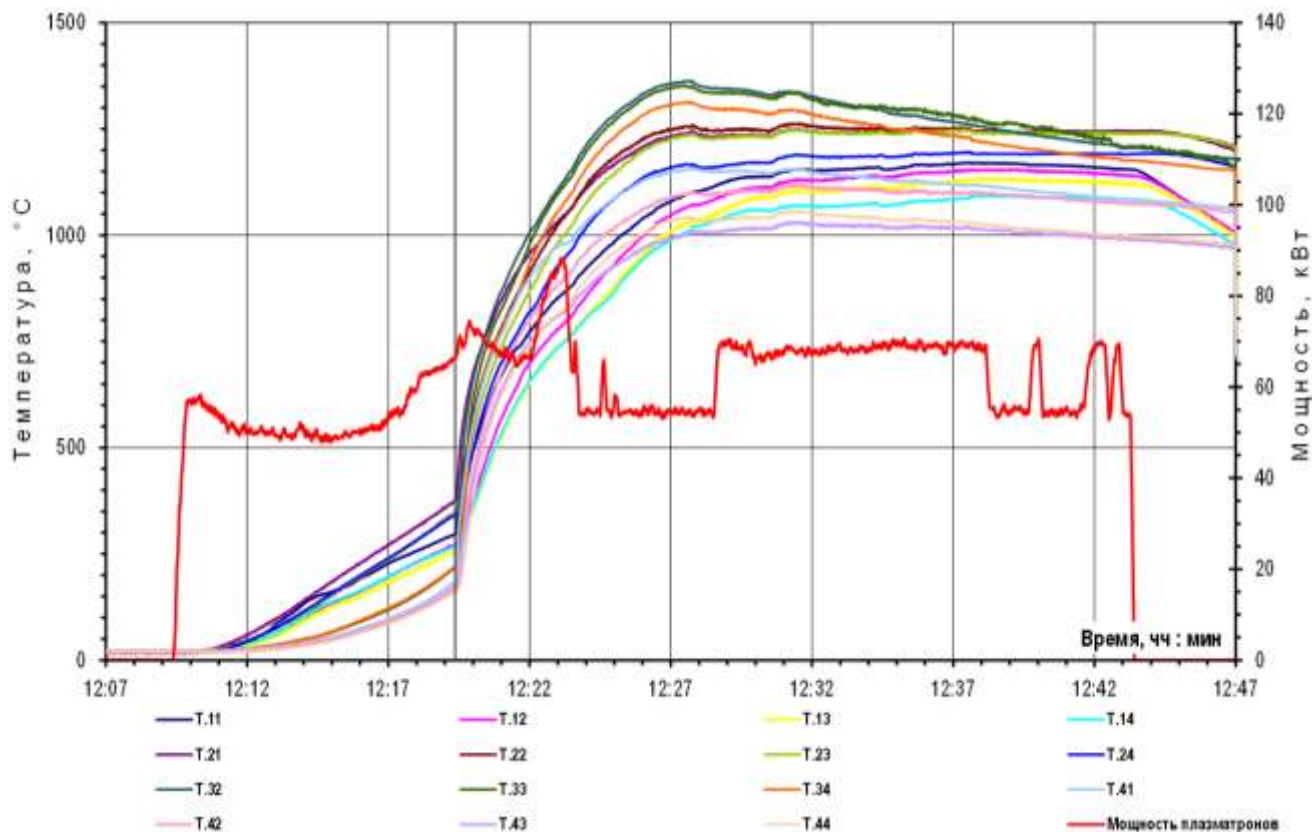


Рисунок 42 – Изменение температуры стенки МДР со временем в эксперименте INVECOR-5

3.6 Методика исследований взаимодействия прототипа кориума с МДР

По окончании эксперимента проводили демонтаж МДР, отбор образцов для исследований кориума и его взаимодействия с материалом днища реактора.

Материаловедческие исследования проводились в лаборатории, которая имеет соответствующее оснащение и разрешение для работ с радиоактивными материалами. Основное оборудование, используемое для проведения исследований образцов, приведено в таблице 13.

Таблица 13 – Основное оборудование для исследований образцов

№ п/п	Вид оборудования	Модель, (год выпуска)
1.	Цифровой фотоаппарат	Canon EOS 350, (2009)
2.	Шлифовально-полировальный станок	LaboPol-25, (2008)
3.	Быстродействующие электронные весы	Mettler Toledo AG-204, (1995)
4.	Оптический микроскоп	OLIMPUS-BX41M, (2009)
5.	Растровый электронный микроскоп, оснащенный энергодисперсионным спектрометром	JSM-6390, (2007) Спектрометр JED-2300, (2014)
6.	Волнодисперсионный рентгеновский флуоресцентный спектрометр	Supermini 200 (2015)
7.	Микротвердомер	ПМТ-3М, (2000)
8.	Рентгеновский дифрактометр	ДРОН-3, модернизирован в 1999 году комплексом RM-4
9.	Портативный металлографический микроскоп	МИКРОКОН МПМ, (2012)
10.	Вибрационный стол с комплектом сит и шаровой мельницей	FRITSCH, (1998)
11.	Лабораторная установка для теплофизических исследований	«УТФИ-2», (2008)

Для изучения параметров фрагментации кориума при взаимодействии с теплоносителем фрагментированный кориум разделяется на фракции ситовым методом с применением установки для автоматического отсева фирмы «FRITCSH». Установка оснащена набором сит с размером ячеек от 0,05 до 20 мм. Результаты взвешивания каждой фракции обрабатываются с применением программы WASMSIZE.

После выявления, структурных составляющих зоне взаимодействия проводилось измерение микротвердости на приборе ПМТ-3М вдавливанием четырехгранной алмазной пирамидки, при этом нагрузка на индентор составляла 150 г.

Рентгеноструктурные исследования проводились на модернизированном

системой RM-4 дифрактометре ДРОН-3 в медном излучении с использованием монохроматора на дифрагированном пучке. Идентификация фазовых составляющих производилась с использованием кристаллографических данных базы данных PDF.

Результаты исследований, изложенные в Главе 3, представлены в следующих публикациях [89, 90, 92, 97, 98, 105, 106, 109, 111] и в докладах на трех международных конференциях [112, 120, 122].

Выводы к Главе 3

1. На основании анализа известных литературных данных и опыта поведения исследований на установке ЛАВА-Б в качестве основного прототипа кориума выбран вариант кориума С-32.

2. В результате расчета температурных полей в МДР с учетом разработанной конструкции ПИК установлено, что в процессе экспериментов температура в зоне взаимодействия кориум – сталь не достаточна для моделирования физико-химических процессов при удержании расплава кориума в корпусе.

3. Использование специального экрана из листового тантала, который устанавливался над поверхностью расплава, а также дополнительная теплоизоляция МДР позволяют поднять температуру контакта прототипа кориума со стальной стенкой МДР до требуемых значений.

4. Рассмотрены 5 экспериментов по физическому моделированию взаимодействия прототипа кориума с днищем аварийного реактора, которые отличались условиями взаимодействия.

5. Результаты экспериментов позволяют сделать вывод о реализуемости идеи внутрикорпусного удержания материалов активной зоны реактора при тяжелой аварии.

6. Кратко рассмотрено оборудование, используемое при проведении исследований образцов кориума и результатов его взаимодействия со сталью.

ГЛАВА 4. ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПРОТОТИПА КОРИУМА С ДНИЩЕМ КОРПУСА РЕАКТОРА

4.1 Общий анализ состояния кориума в МДР

После извлечения МДР из УПР ПИК, демонтажа плазматронов и завершению отбора затвердевшего прототипа кориума из МДР выполнялся анализ полученных образцов. В таблице 14 представлены основные параметры серии экспериментов INVECOR по ФМ взаимодействия прототипа кориума с МДР.

Таблица 14 - Основные результаты экспериментов 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
Засыпка кориума в МДР, г		10000	9400			
Всего кориума в эксперименте, г		70015	69425	60017	60035	59690
Масса кориума в МДР, г		47040	68928	58445	55370	50395
Количество кориума в МДР, %	Фрагментированный	10,9	33,9	27,8	49,8	34,8
	Слиток	89,1	66,1	72,2	50,2	65,2
Интегральная энергия 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 предварительного прогрева МДР, °С		70	120	180	250	180
Максимальная температура МДР, °С		820	1050	1350	1400	1340
Температура танталового экрана, °С		800	800	1000	900	800

Разница в массах исходных компонентов (масса шихты и масса засыпки кориума в ЭПП) и массой кориума в МДР обусловлена, наличием не слитого материала в полостях ЭПП и прототипа кориума, оставшегося на конструктивных элементах УПР (улавливатель пробки, кожух защиты

плазматронов и др.).

Объемное энерговыделение в кориуме за счет работы плазматронов изменялось в диапазоне от 6 до 10 Вт/см³, что соответствует постулированным значениям для феноменологического описания тяжелой аварии.

После каждого эксперимента проводилась разборка МДР с детальным исследованием состояния и геометрических параметров кориума, при этом формировалась схема, на которой отмечались основные особенности материала и состояние МДР. Полученные таким образом схемы приведены на рис. 43. Также в процессе разборки выполнялся отбор образцов затвердевшего материала с обязательной фиксацией места его расположения в МДР.

При разборке МДР было обнаружено, что во всех случаях затвердевший расплав кориума представлял собой сплошной слиток, покрытый слоем мелких фрагментов, при этом массовая доля фрагментированного кориума была различна в каждом из экспериментов и достигала 50% общей массы кориума в МДР.

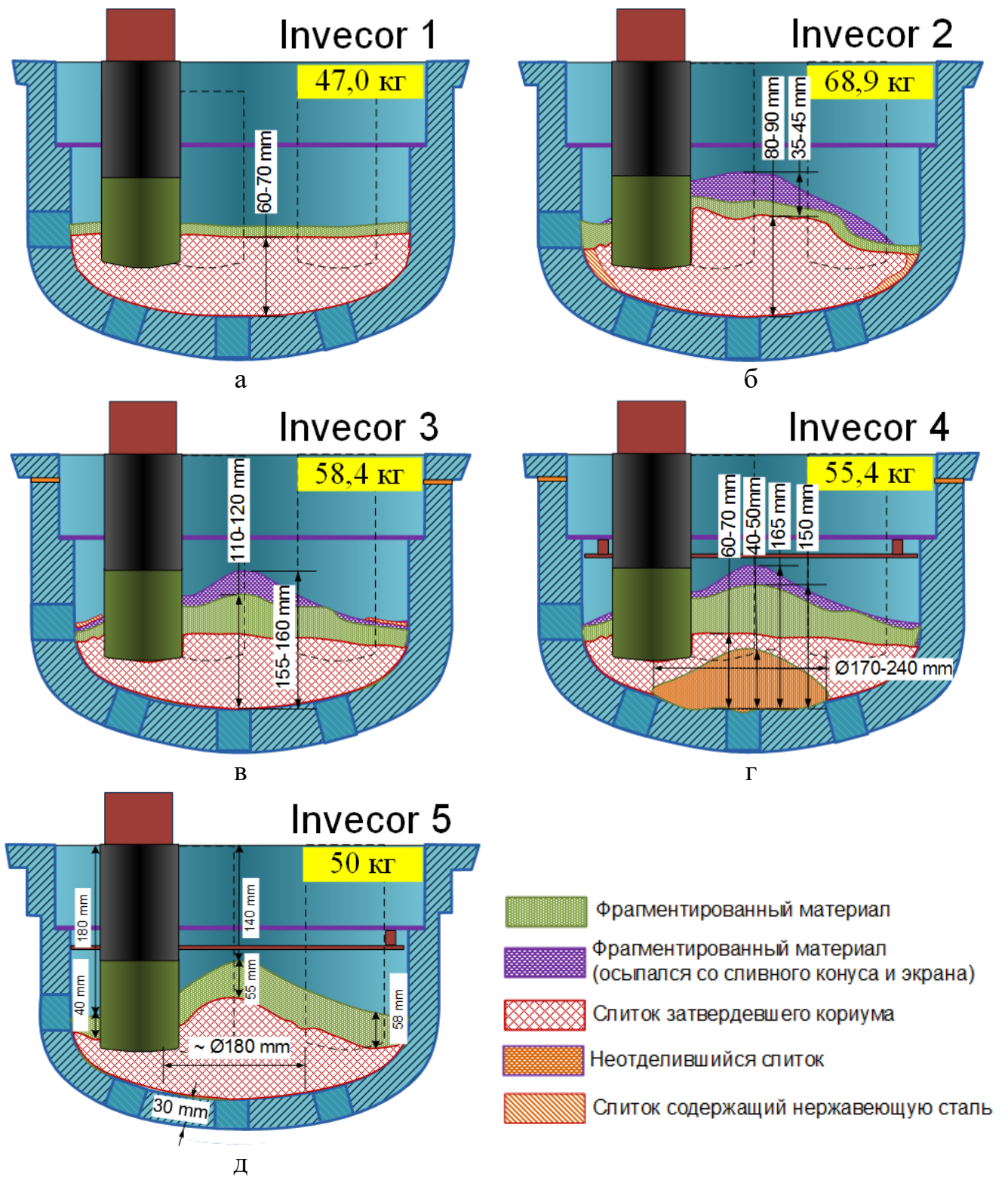


Рисунок 43 - Конфигурация кориума в МДР а) INVECOR-1; б) INVECOR-2; в) INVECOR-3; г) INVECOR-4; д) INVECOR-5

4.2 Исследование фрагментированного кориума

Как видно из рис. 43 и таблицы 14 наибольшее количество фрагментированного кориума было обнаружено в эксперименте INVECOR-4, где время моделирования остаточного тепловыделения было максимальным. Соответственно для подробного изучения характеристик фрагментированного прототипа кориума рассмотрим более подробно этот эксперимент.

Фрагментированный кориум INVECOR-4 достаточно условно был разделен на два слоя по принципу визуального восприятия его внешнего вида. Затем из выделенных фракций были взяты случайным образом пробы для анализа, которые были обозначены как L1_F и L2_F, соответственно. Распределение частиц по фракциям для выделенных слоев приведено в таблице 14.

Таблица 15 - Гранулометрический состав фрагментированного кориума

Размер частиц	Масса, г	Массовая доля фракции, %
L1_F		
менее 400 мкм	698	16,2%
от 400 мкм до 1,6 мм	686	16,0%
от 1,6 мм до 4,0 мм	810	18,9%
от 4,0 мм до 8,0 мм	1430	33,3%
от 8,0 мм до 12,5 мм	481	11,2%
от 12,5 мм до 20,0 мм	192	4,5%
L2_F		
менее 400 мкм	699	38,7%
400 мкм до 1,6 мм	441	24,4%
от 1,6 мм до 4,0 мм	367	20,3%
от 4,0 мм до 8,0 мм	209	11,6%
от 8,0 мм до 12,5 мм	77	4,3%
12,5 мм до 20,0 мм	13	0,7%

Внешний вид фракций фрагментированного кориума первого слоя частично показан на рис. 44.

**F6** (5,6-8,0)**F7** (4,0-5,6)**F8** (2,8-4,0)**F9** (1,6-2,8)**F10** (0,8-1,6)**F11** (0,4-0,8)

Рисунок 44 - Внешний вид фракций первого слоя фрагментированного кориума

Внешний вид фракций фрагментированного кориума второго слоя частично показан на рис. 45.



F7 (4,0-8,0)



F8 (2,8-4,0)



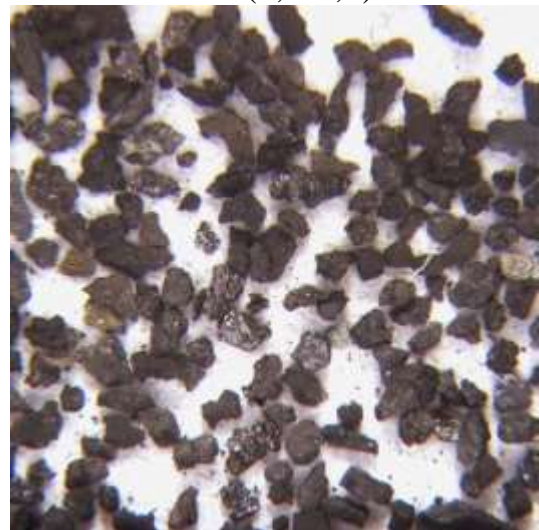
F9 (1,6-2,8)



F10 (0,8-1,6)



F11 (0,4-0,8)



F12 (0,2-0,4)

Рисунок 45 - Внешний вид фракций второго слоя фрагментированного кориума

Результаты фазового и элементного анализа выделенных слоев фрагментированного кориума представлены в таблице 16.

Таблица 16 - Результаты анализа фазового и элементного состава образцов фрагментированного кориума

Образец	Фазовый состав	Относительное весовое содержание элементов, %			U/Zr
		Zr	U	Fe	
L1_F12	UO ₂ (0,547 нм); U _{0,85} Zr _{0,15} O ₂ (0,546÷0,540 нм); U _{0,5} Zr _{0,5} O ₂ (0,533 нм); U ₃ O ₈ ; ZrO ₂ ^{МКЛ} ; ZrO ₂ ^Т	20,9	78,7	0,4	3,8
L1_F10	UO ₂ (0,547 нм); U _{0,85} Zr _{0,15} O ₂ (0,546÷0,540 нм); ZrO ₂ ^{МКЛ} ; ZrO ₂ ^Т	25,5	73,9	0,6	2,9
L1_F8	UO ₂ (0,547 нм); U _{0,85} Zr _{0,15} O ₂ (0,546÷0,540 нм); ZrO ₂ ^{МКЛ} ; ZrO ₂ ^Т	19,4	80,1	0,5	4,1
Средний L1	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
L2_F12	U _{0,95} Zr _{0,05} O ₂ (0,545 нм); U _{-0,8} Zr _{-0,2} O ₂ (0,544÷0,535 нм); U _{0,5} Zr _{0,5} O ₂ (0,533 нм); ZrO ₂ ^{МКЛ} ; ZrO ₂ ^Т ; U ₃ O ₈ ; α-Zr(O)	30,7	68,6	0,7	2,2
L2_F10	U _{0,95} Zr _{0,05} 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);	31,0	68,1	0,9	2,2
L2_F8	U _{0,94} Zr _{0,06} O ₂ (0,545 нм); U _{0,8} Zr _{0,2} O ₂ (0,545÷0,535 нм); α-Zr(O); ZrO ₂ ^{МКЛ} ; ZrO ₂ ^Т ; U _{0,5} Zr _{0,5} O ₂ (0,533 нм)	31,9	67,2	0,9	2,1
Средний L2	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

Таким образом установлено, что основными компонентами фрагментов из верхнего слоя (серия образцов L1) являются оксидные фазы переменного состава (U,Zr)O₂ с ГЦК решеткой двуокиси урана и тетрагональной и моноклинной решеток диоксида циркония (в таблице 16 эти фазы обозначены как ZrO₂^{тетр} и ZrO₂^{МКЛ}), а также двуокись урана UO₂. Параметры решеток фаз переменного состава (U,Zr)O₂, определяемые по угловым положениям максимумов на профилях дифракционных отражений, позволяют оценить их химический состав и примерное количественное соотношение в образцах. В образцах некоторых крупных фракций удается идентифицировать присутствие материала таблеток UO₂, а также набор фаз в диапазоне составов от UO₂ до U_{-0,8}Zr_{-0,2}O₂.

Фазовый состав образцов второго слоя фрагментов (серия образцов L2) отличается отсутствием двуокиси урана. Основу композиции в них составляют оксидные фазы $(U,Zr)O_2$ с ГЦК решеткой двуокиси урана и фазы $(Zr,Ur)O_2$ на основе тетрагональной и моноклинной модификаций диоксида циркония и $\alpha-Zr(O)$.

В образцах мелких фракций установлено присутствие значительного количества фазы переменного состава $U_{1-x}Zr_xO_2$ с периодом ГЦК решетки 0,533 нм. В образцах самых мелких фракций определяются только линии высших окислов урана U_3O_{8-x} .

Анализ фрагментов нижнего слоя показал, что он сформирован, преимущественно, пластинчатыми обломками и мелкими фрагментами с явно выраженными гранями. Наиболее вероятно, это фрагменты первичной корки кориума, которая была взломана при нагреве внутреннего объема кориума плазматронным нагревателем при имитации остаточного тепловыделения. Растрескивание первичной корки могло быть также вызвано увеличением объема кориума при его повторном нагреве, а также повышением давления газа в закрытых порах внутри объема кориума.

В качестве особенности фрагментированного материала следует отметить отсутствие фазы металлического циркония. Таким образом, элементный и фазовый состав фрагментированного кориума соответствует преимущественно керамическому оксидному кориуму. Это позволяет объяснить его низкую пластичность и склонность к хрупкому разрушению.

Общий анализ фрагментированного кориума показал, что существует несколько механизмов формирования подобных частиц. В частности, фрагменты кориума могут формироваться за счет разбрызгивания струи расплава при ее падении в МДР. Именно такое поведение струи расплава кориума было зарегистрировано ранее в экспериментах по сливу кориума в МДР в рамках проекта COTELS [115, 123-125].

Изложенные выше результаты исследований позволяют сделать вывод о том, что в рассматриваемых экспериментах при сливе кориума,

разбрызгивающийся расплав быстро затвердевает на относительно холодных поверхностях модели корпуса, верхнего теплового экрана, а также на водоохлаждаемых частях плазматронов в виде мелких частиц и тонких корочек (см. рис. 46). Затвердевшие частицы затем падают с верхних деталей экспериментальной секции на образовавшуюся поверх кориума корку. Кроме того, затвердевшие частицы могут вытесняться расплавом кориума со дна МДР при финальном (относительно спокойном) падении струи. В извлеченном из модели днища материале эксперимента INVECOR-4 были обнаружены характерные конгломераты связанных 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 46 – Фрагменты тонкой корки расплава на боковой поверхности МДР

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

4.3 Исследования затвердевшего слитка кориума

В процессе демонтажа и извлечения затвердевшего в МДР материала, в каждом из пяти экспериментов, было отобрано большое количество монолитных слитков, из которых были изготовлены образцы путем резки в вертикальном направлении для исследования их структуры.

Так в эксперименте INVECOR-3 в ходе разбора МДР был отобран слиток из центральной зоны области контакта кориума со стенкой МДР. Место расположения и внешний вид данного слитка приведены на рис. 47.

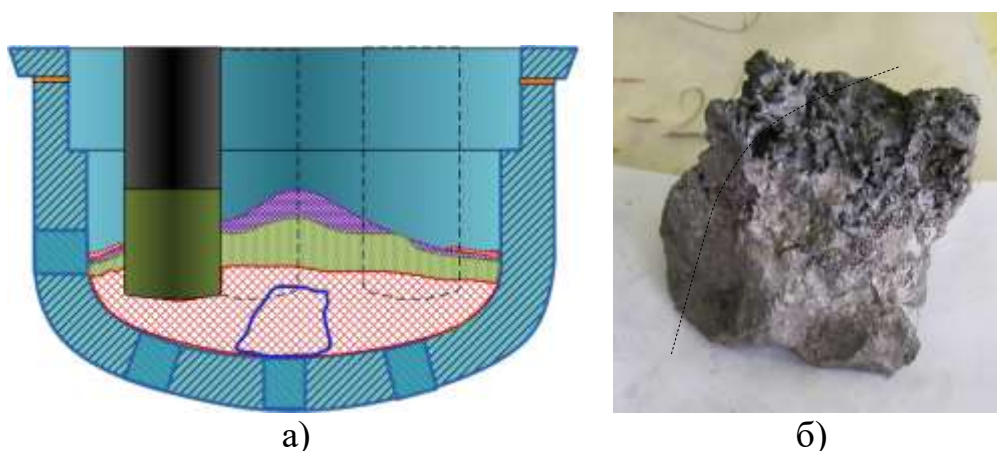


Рисунок 47 – Место отбора (а) и внешний вид (б) слитка

После разреза слитка из одной половины был изготовлен металлографический шлиф (рис. 48), а из второй были изготовлены образцы для выполнения рентгеновского фазового и элементного анализов. Области анализа схематично нанесены на поверхность шлифа (первой половины).

Результаты качественного фазового и количественного элементного анализа приведены в таблице 17, при этом для оксидных фаз приведены измеренные значения периодов решетки и их приблизительный компонентный состав. Последовательность фаз в ячейках таблицы соответствует уменьшению их объемного содержания в образцах. Последовательность расположения элементов в формульной записи фаз переменного состава также соответствует уменьшению их относительной атомной концентрации. Наряду с результатами фазового анализа в таблице приведены результаты определения относительного весового содержания урана и циркония в материале образцов.

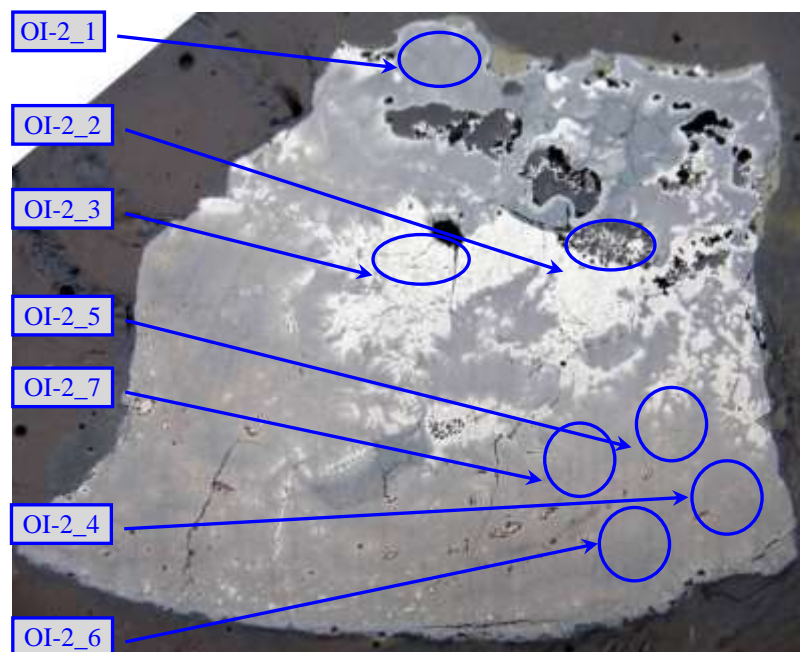


Рисунок 48 – Разрез слитка с картой отбора образцов для анализа

Таблица 17 – Результаты качественного фазового и количественного элементного состава образцов слитка кориума

Образец	Фазовый состав	Относительное массовое содержание элементов, %			U/Zr
		Zr	U	Fe	
OI-2_1	$U_{\sim 0,95}Zr_{\sim 0,05}O_2$ (0,544 нм); UO_2 (0,546(9) нм); $(U,Fe)C_2$	21,1	76,8	2,2	3,6
OI-2_2	$U_{\sim 0,95}Zr_{\sim 0,05}O_2$ (0,544 нм); UO_2 (0,546(9) нм); $(U,Fe)C_2$;	22,2	71,4	6,4	3,2
OI-2_3	$(U,Zr)Fe_2$ ($a_0=0,705$ нм); $U_{\sim 0,75}Zr_{\sim 0,25}O_2$ (0,539 нм); $U_{\sim 0,95}Zr_{\sim 0,05}O_2$ (0,544 нм); α -Fe; Fe_3Zr	26,9	59,0	14,1	2,2
OI-2_4	$U_{\sim 0,97}Zr_{\sim 0,03}O_2$ (0,5460 нм); U_6Fe ; α -(U,Zr); $(U,Zr)Fe_2$	24,6	75,1	0,3	3,0
OI-2_5	$U_{\sim 0,98}Zr_{\sim 0,02}O_2$ (0,5463 нм); $(U,Zr)Fe_2$ (0,708 нм); U_6Fe ;	25,5	72,8	1,8	2,9
OI-2_6	$U_{\sim 0,97}Zr_{\sim 0,03}O_2$ (0,5460 нм); U_6Fe ; α -(U,Zr); $(U,Zr)Fe_2$	26,6	73,0	0,4	2,7
OI-2_7	$U_{\sim 0,98}Zr_{\sim 0,02}O_2$ ($0,5463 \pm 0,0002$ нм); $(U,Zr)Fe_2$ (0,708 нм); U_6Fe ;	25,9	73,6	0,5	2,8

Основными компонентами фазового состава образцов затвердевшего расплава по результатам рентгеновского фазового анализа являются оксидные фазы переменного состава $(U,Zr)O_2$ с ГЦК – решеткой двуокиси урана.

Оксидные твердые растворы $(U,Zr)O_2$ характерны для всех образцов. Общей чертой состава этой фазы является малое содержание циркония в растворе, а, также отсутствие фазы металлического циркония. Оценочный химический состав оксидной фазы, определялся по значению периода решетки и лежал в диапазоне составов $U_{\sim 0,97}Zr_{\sim 0,03}O_2 \div U_{\sim 0,85}Zr_{\sim 0,15}O_2$ (0,546 ÷ 0,542 нм).

Далее для проведения металлографического анализа слиток был поделен на 4 характерные зоны по внешнему виду их макроструктуры (рис. 49).

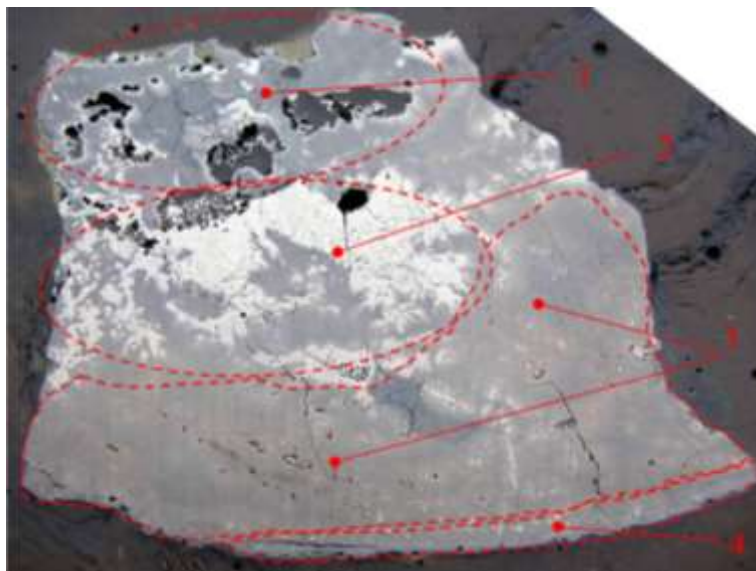


Рисунок 49 – Макроснимок поверхности шлифа с указанием областей с характерной макроструктурой

В целом, материал слитка монолитный (что хорошо заметно при рассмотрении поверхности шлифа в рассеянном свете), однако имеет неоднородную макроструктуру, в которой можно выделить несколько основных структурно выделяющихся областей:

- верхняя область слитка (1, рис. 49) выделяется неоднородной макроструктурой, содержит пустоты и крупные контрастные темные и светлые включения;

- средняя часть слитка (2, рис. 49) выделяется наличием крупных светлых выделений в более темной и относительно однородной матрице затвердевшего расплава;
- основная часть слитка в центральной и нижней областях (3, рис. 49) представляет собой относительно однородный материал;
- нижняя часть слитка (4, рис. 49) шириной приблизительно около 5 - 7 мм, содержащая мелкие и контрастные светлые неоднородности в темной матричной основе, а также пограничные слои материала.

Рассмотрим характерные микроструктуры в выделенных областях. Характерная микроструктура матричного темного материала верхней области (1) приведена на рис. 50 а, крупные контрастные темные включения рис. 50 б.

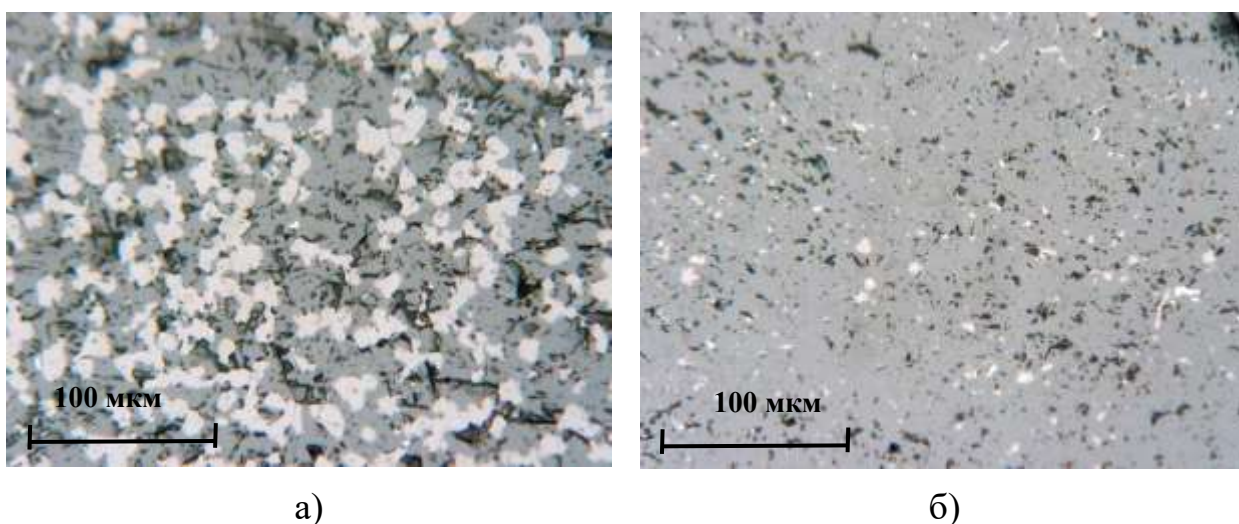


Рисунок 50 – Характерная микроструктура материала верхней области слитка: а – матричного материала; б – крупных темных включений

Матричный материал в основном однородный по всей области, с характерной микроструктурой, состоящей из темной и светлой структурных составляющих. Темной структурной составляющей соответствует твердый раствор $(U,Zr)O_2$, светлой – окси-карбидная фаза $Zr(C,O)_{1-x}$. Данные структурные составляющие существенно отличаются по микротвердости: $(7,5 \pm 0,5)$ ГПа и (21 ± 2) ГПа, соответственно.

Темные крупные выделения имеют отличную от основного материала микроструктуру, пример которой приведен на рис. 51б. Отличительной особенностью этих областей является почти полное отсутствие выделений светлой фазы. Микроструктура материала этих областей состоит почти полностью из темной фазы твердого раствора $(U,Zr)O_2$. При большом увеличении удастся рассмотреть вариацию тоновых оттенков основной фазы, что говорит о наличии неоднородностей состава раствора в этих областях. Микротвердость темной структурной составляющей несколько выше, чем в основном материале и составляет $9,0 \pm 0,5$ ГПа, что должно быть следствием большей концентрации растворенных компонентов. Результаты рентгеновского фазового анализа материала показали, что темная фаза является твердым раствором $(U,Zr)O_2$ с несколько увеличенной концентрацией атомов циркония в диапазоне составов $U_{-0,75}Zr_{-0,25}O_2 \div U_{-0,67}Zr_{-0,33}O_2$. Это вполне согласуется с повышенной величиной микротвердости. Дополнительными фазами являются $Zr(C,O)_{1-x}$ и интерметаллид $(U,Zr)Fe_2$ с кубической решеткой. Вторичные светлые микровыделения имеют очень малые размеры и распределены хаотично.

Крупные светлые выделения имеют микроструктуру, пример которой приведен на рис. 51а. Микроструктура материала этих областей состоит из относительно крупных выделений белой структурной составляющей и выделений оксикарбидной фазы $Zr(C,O)_{1-x}$ серых оттенков. Эти крупные структурные составляющие окружены материалом, имеющим микроструктуру эвтектики, состоящей из белой и коричневой структурных составляющих. Микротвердость белой структурной составляющей крупных выделений составляет $1,8 \pm 0,1$ ГПа, что наиболее соответствует микротвердости металлического железа. Средняя микротвердость эвтектических составляющих $3,8 \pm 0,2$ ГПа, что вполне объяснимо большей микротвердостью коричневой структурной составляющей, которая по результатам нескольких измерений составляет $6,0 \pm 2$ ГПа. Отметим, что в этих областях наблюдаются как эвтектические, так и относительно крупные выделения фазы коричневого цвета.

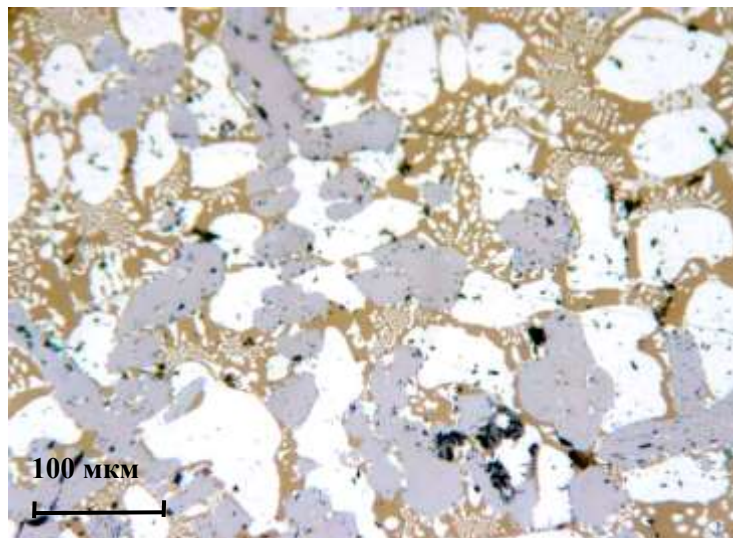


Рисунок 51 – Микроструктура светлых макровключений

Центральные области (2) крупных светлых выделений имеют микроструктуру, пример которой приведен на рис. 52. Микроструктура материала этих областей состоит из крупных выделений светло-коричневой структурной составляющей, выделений оксикарбидной фазы $Zr(C,O)_{1-x}$, относительно редкой белой структурной составляющей. Эти структурные составляющие окружены материалом, имеющим микроструктуру эвтектики, состоящей также из белой и светло-коричневой фаз. Микроструктура этих областей в чем-то сходна с микроструктурой светлых выделений в верхней части слитка, с некоторыми отличиями. Микротвердость белой структурной составляющей крупных выделений здесь составляет 10 ± 1 ГПа. Относительно высокое значение величины микротвердости имеет и материал светло-коричневой структурной составляющей ($6,8 \pm 0,3$ ГПа). Интересным фактом явилось то обстоятельство, что величина микротвердости эвтектики оказалась $4,1 \pm 0,2$ ГПа, что близко по величине к микротвердости эвтектики светлых выделений в верхней части слитка ($3,8 \pm 0,2$ ГПа).

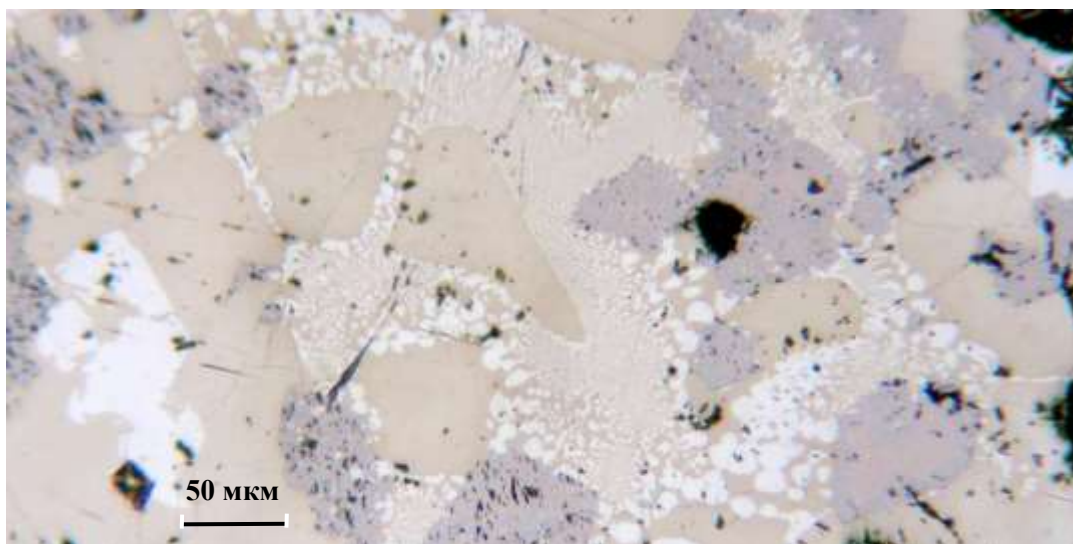


Рисунок 52 – Характерная микроструктура крупных светлых областей в средней части слитка

Сопоставляя микроструктуры материала на шлифе с данными рентгеновского фазового анализа, можно утверждать, что коричневой и светло-коричневой фазам соответствует интерметаллид $(U,Zr)Fe_2$ с кубической решеткой ($a_0=0,704\div 0,708$ нм), а белой мягкой структурной составляющей соответствует сталь.

Микроструктура материала в основной части слитка (3) сходна с микроструктурой матричного материала в верхней части слитка. Можно подразделить его на два основных вида материала, различающихся как более светлые и более темные на макроснимке.

Материал более темных областей в основном однородный с характерной микроструктурой, состоящей из темной и светлой структурных составляющих. Темной структурной составляющей соответствует твердый раствор $(U,Zr)O_2$, светлой – окси-карбидная фаза $Zr(C,O)_{1-x}$. Также в этих областях присутствуют выделения фазы $\alpha-U(Zr,Fe)$, покрытой пленкой окисла цветов побежалости. Характерная микроструктура материала области приведена на рис. 53.

Более светлые участки в основной части слитка имеют округлую форму, также состоят из основных темной и светлой структурных составляющих, соответствующих твердому раствору $(U,Zr)O_2$ и окси-карбидной фазе $Zr(C,O)_{1-x}$.

Отличием микроструктуры этих областей значительное содержание выделений железосодержащих фаз белого, коричневого и светло бежевого цветов. Выделения коричневой фазы имеют оттенки относительно большим средним размером. Микротвердость материала выделений колеблется в пределах $2,5 \div 4,5$ ГПа, что позволяет предположить также, что это фаза на основе металлического урана $\alpha\text{-(U,Zr(Fe))}$, возможно, содержащая растворенные атомы железа в своем составе. Также, в этих областях имеются выделения фазы белого цвета, не покрывающиеся со временем пленкой окисла, которые, вероятнее всего, принадлежат интерметаллидной фазе $(\text{U,Zr})\text{Fe}_2$.

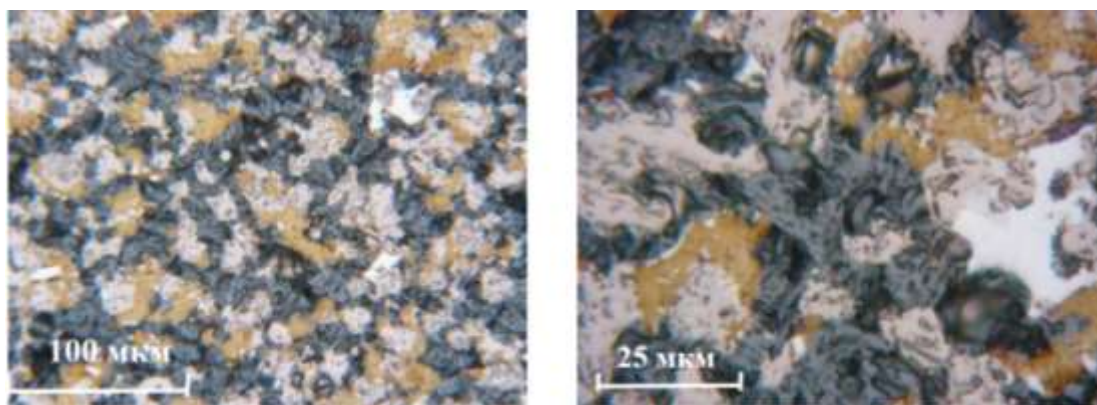


Рисунок 53 – Характерная микроструктура материала в центральной части слитка

Таким образом, исследование микроструктуры в основной части слитка указывают на наличие макроскопических неоднородностей химического и фазового состава материала основной части слитка. Более светлые области имеют микроструктуру, образование которой можно связать с повышенным содержанием растворенного железа в этих областях расплава.

Элементный анализ областей поверхности шлифа показывает присутствие железа на уровне $0,4 \div 0,2$ вес % в центральных и верхних областях слитка.

Зона 3 плавно переходит в предыдущую сверху, а снизу имеет переходную границу с зоной 4, образованную скоплениями выделений белой интерметаллидной фазы (рис. 54).

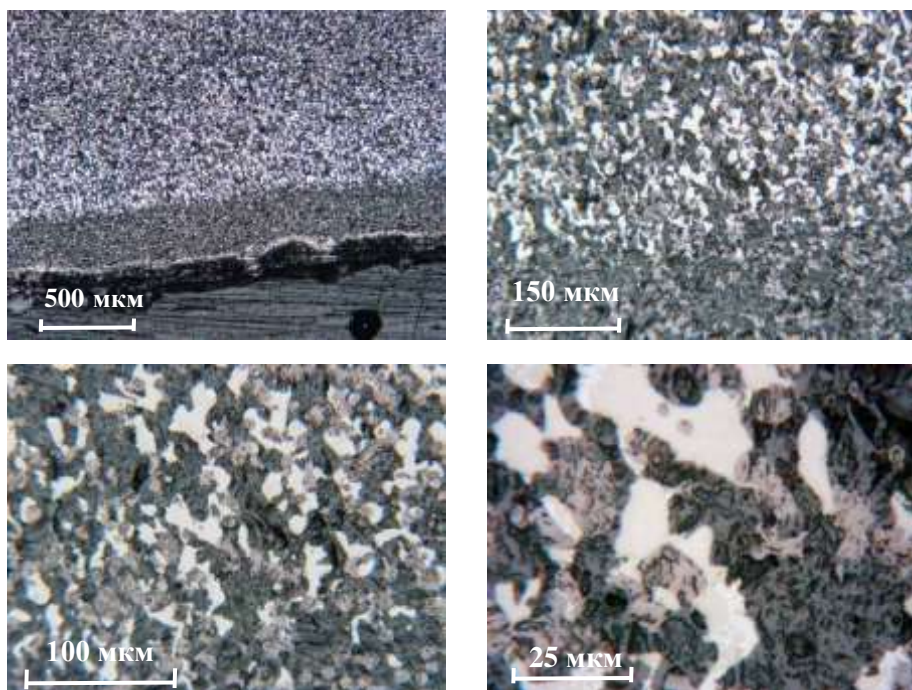


Рисунок 54 – Переходная граница между зонами 3 и 4

Таким образом, исследование микроструктуры в нижней части слитка также выявило наличие макроскопических неоднородностей химического и фазового состава материала слитка. Более светлые области имеют микроструктуру, образование которой уверенно связано с наличием железосодержащей интерметаллидной фазы.

В общем можно отметить что материал данного слитка в основном однородный с микроструктурой, характерной для оксидно-металлического кориума и состоит из двух основных структурных составляющих. Темной структурной составляющей соответствует твердый раствор $(U,Zr)O_2$, светлой – окси-карбидная фаза $Zr(C,O)_{1-x}$. Включения металлического α -урана относительно редки. Наблюдаемая микроструктура соответствуют основному фазовому составу материала слитка, определенному по результатам рентгенографического фазового анализа.

Присутствие железа и железосодержащих фаз в центральной и, особенно, в нижней областях слитка вполне согласуется с расположением слитка в МДР и указывает на растворение железа в расплаве кориума.

На последнем этапе разборки МДР INVECOR-4 были удалены легко отделяющиеся фрагменты слитка кориума, после чего в центральной области МДР остался монолитный «центральный» слиток, материал которого, в отличие от предыдущих экспериментов, был сплавлен со стенкой модели. Из крупных фрагментов в центральной и периферийных областях данного слитка кориума были изготовлены металлографические шлифы (рис. 55), характеризующие структуру слитка в вертикальном разрезе.

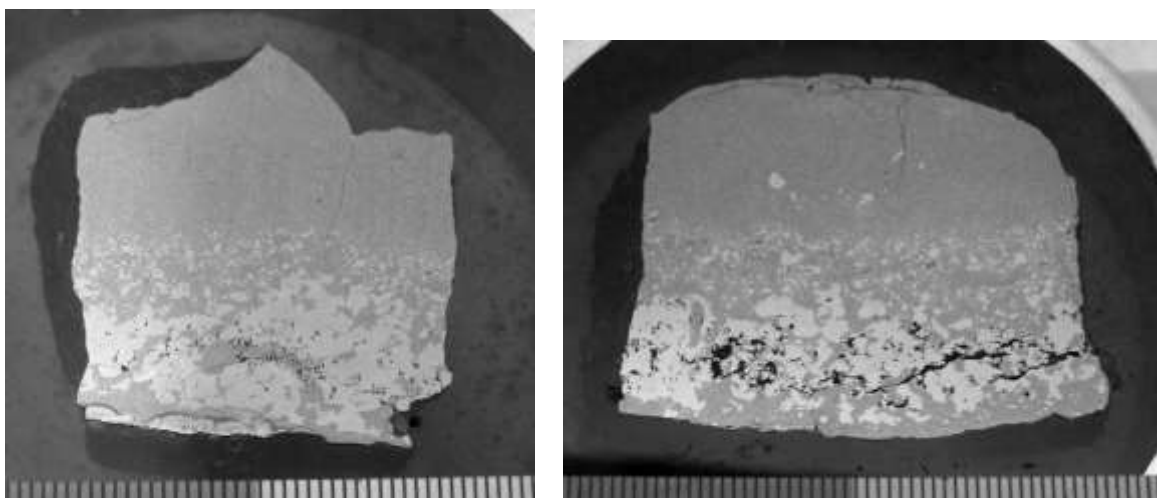


Рисунок 55 - Внешний вид шлифов слитка прототипа кориума INVECOR-4

Рассмотрим основные результаты исследования данного слитка кориума. Основными компонентами слитка кориума являлись 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 $\alpha-(U,Zr)$.

Общей характеристикой образцов являлось малое содержание циркония в основном твердом растворе $(U,Zr)O_2$ с оценочным составом $U_{\sim 0,95}Zr_{\sim 0,05}O_2$.

В образцах слитка у границы со сталью МДР зафиксированы железосодержащие фазы $(U,Zr)Fe_2$, Zr_2FeO_x с кубической решеткой пространственных групп $Fd\bar{3}m$ и $Fm\bar{3}m$.

Особое внимание уделялось исследованию донной области слитка,

граничащего 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 (царская водка) представлены на рис. 56. 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.

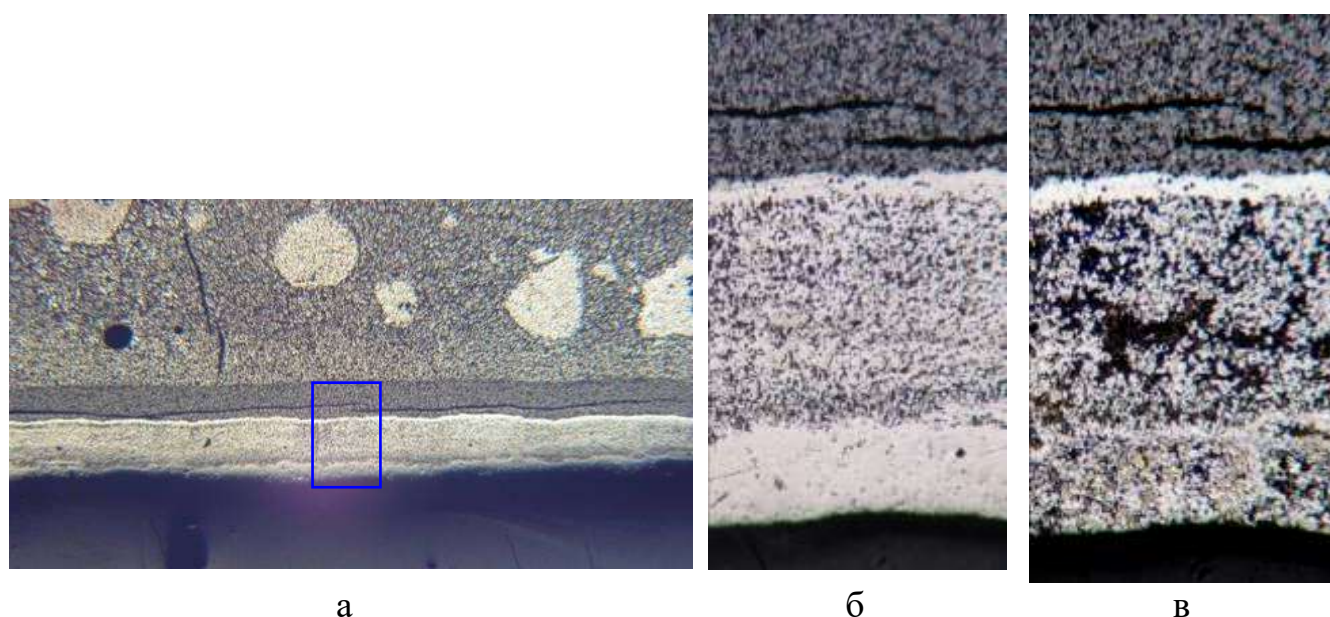


Рисунок 56 - Шлиф зоны взаимодействия кориума со сталью:

а) металлографический шлиф; б) увеличенный фрагмент до травления; в) после травления

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

В качестве общей картины результатов исследований была построена следующая картограмма (см. рис. 57) иллюстрирующая общие результаты фазового анализа материала эксперимента INVECOR-4. Для других экспериментов были получены подобные результаты, за исключением эксперимента INVECOR-2, где присутствия железосодержащих фаз имело

отличную от других картину в области расположения листов нержавеющей стали.

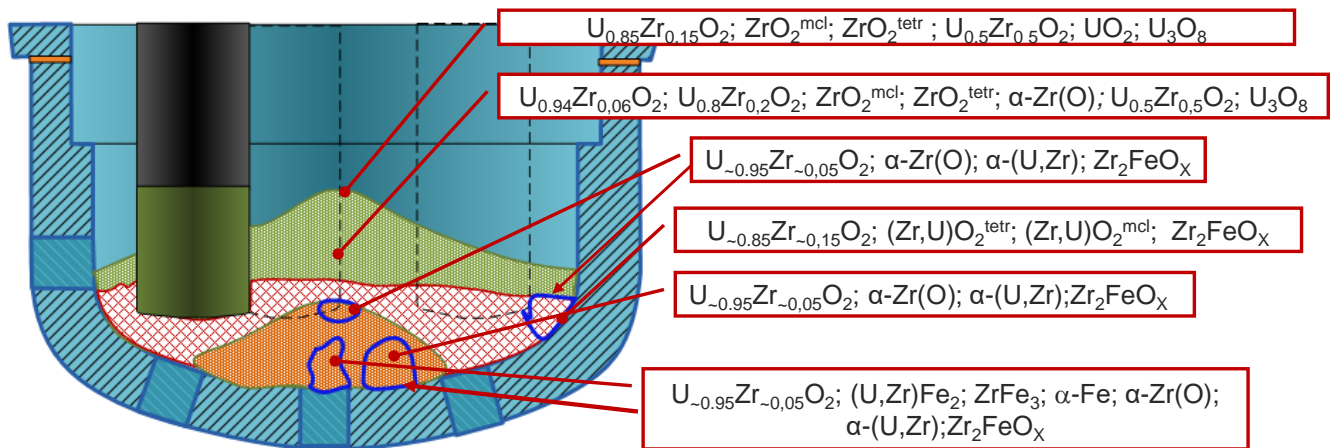


Рисунок 57 - Общие результаты фазового анализа материала эксперимента INVECOR-4

Подобные исследования были выполнены для всех слитков, полученных в экспериментах INVECOR. При этом были получены подобные результаты.

Представленные выше результаты металлографических исследований, фазового и элементного анализов слитков кориума позволяют сделать следующие основные выводы:

1. Основной фазовый состав слитка практически равномерен, что говорит о высокой однородности расплава, как на момент его слива, так и на момент его затвердевания.

2. В образцах слитков, имевших непосредственный контакт со стальными элементами МДР, присутствуют продукты их химического взаимодействия с расплавом кориума. В остальных образцах слитка железосодержащие фазы отсутствуют.

3. В слитках отсутствуют признаки карбидных фаз, что подтверждает эффективность принятых мер по ограничению влияния графита наконечников плазматронов и тигля ЭПП на результаты физического моделирования.

4.4 Исследование взаимодействия кориума со сталью

После извлечения кориума из МДР были выполнены исследования образцов из конструкционной стали. Виды внутренних поверхностей МДР, после проведения рассмотренных выше пяти экспериментов представлены на рис. 58.

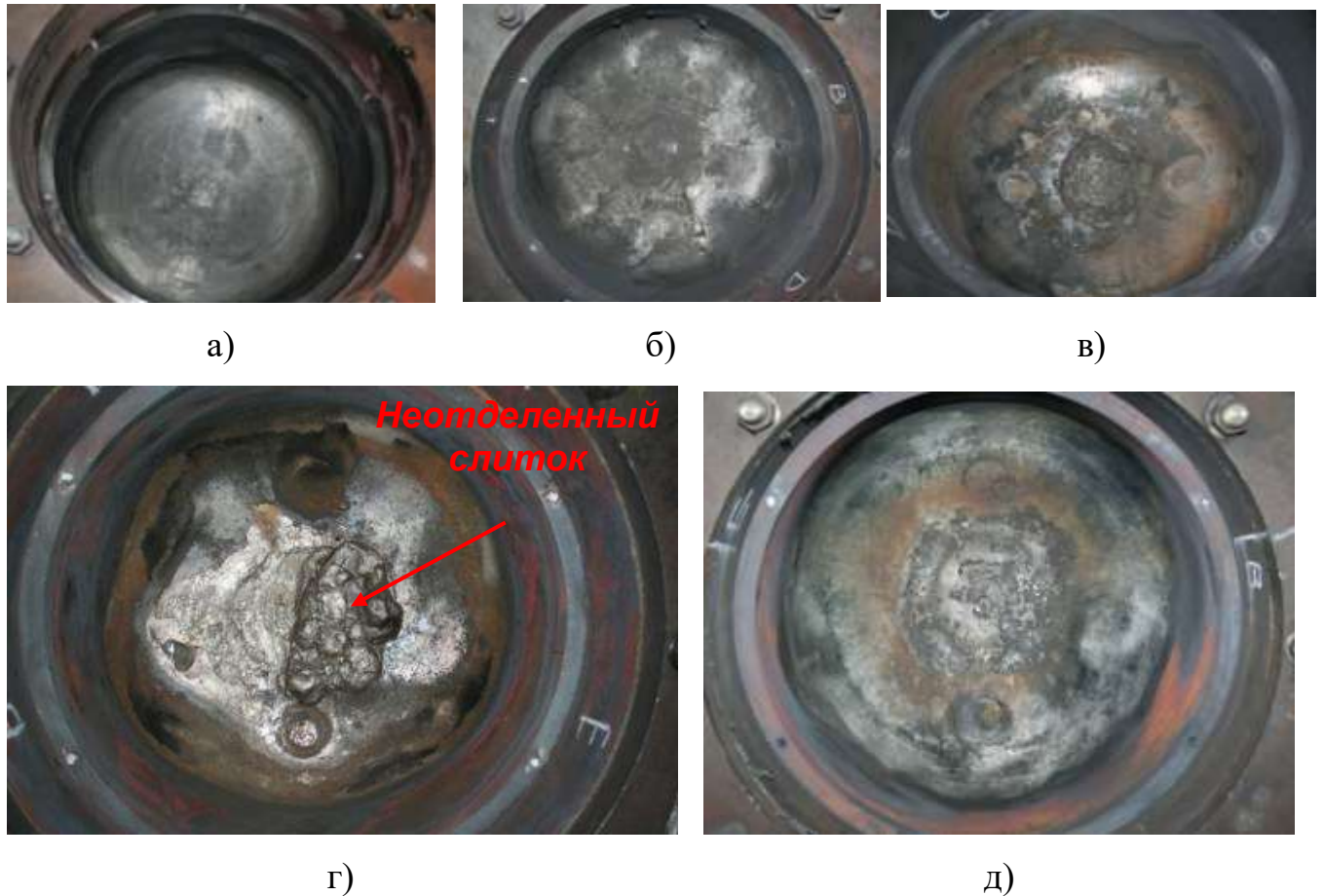


Рисунок 58 - Виды внутренних поверхностей МДР, эксперименты: а) INVECOR-1; б) INVECOR-2; в) INVECOR-3; г) INVECOR-4; д) INVECOR-5

На основе анализа состояния внутренней поверхности МДР можно сделать вывод о том, что основному воздействию подвергалась центральная (донная) часть, площадью около 30 % от общей площади контакта расплава кориума с МДР. Практически во всех экспериментах в зоне установке центрального образца (№3) конструкционной стали (15Х2НМФА-А) наблюдаются следы плавления поверхности и/или присутствие оплавленного материала. Напомним, что в

эксперименте INVECOR-4 был получен сплавленный с МДР (не отделившийся) слиток затвердевшего кориума.

Образцы, извлеченные из нижней центральной части МДР после экспериментов INVECOR-4 и INVECOR-5, выбраны в качестве основных при рассмотрении результатов исследования взаимодействия прототипа кориума с МДР. Это обусловлено тем, что оба образца стали располагались в центре МДР и имели максимальную для конкретно взятого эксперимента степень повреждения по сравнению с образцами, расположенными в других частях МДР. Кроме того, при выборе данных образцов учитывалась возможность сопоставления степени повреждения в зависимости от таких условий эксперимента, как длительность моделирования остаточного тепловыделения, температура образцов и т.д.

Рассмотрим результаты исследования двух центральных образцов стали 15X2НМФА-А извлеченных из центра МДР экспериментов INVECOR-4 и INVECOR-5. С помощью специальной разрезной машины с водоохлаждаемой абразивной дисковой пилой из центра МДР было вырезано два темплета по технологии, исключающей повреждение боковой поверхности образца (см. рис. 59).

После извлечения цилиндрических образцов стали 15X2НМФА-А из темплета, на металлографическом станке были получены вертикальные диаметрально сечения цилиндрических образцов стали и подготовлены шлифы стандартными методами последовательной шлифовки-полировки на горизонтальном станке Laborol 25. Химическое травление, для выявления структурных составляющих, выполнялось водным раствором царской водки.



а)



б)

Рисунок 59 - Фрагменты МДР (темплеты) и образцы стали 15Х2НМФА-А:

а) INVECOR-4, б) INVECOR-5

4.4.1 Исследование образца стали INVECOR-4

Вид поверхности шлифа вертикального сечения образца корпусной стали из нижней части МДР INVECOR-4 показан на рис. 60.

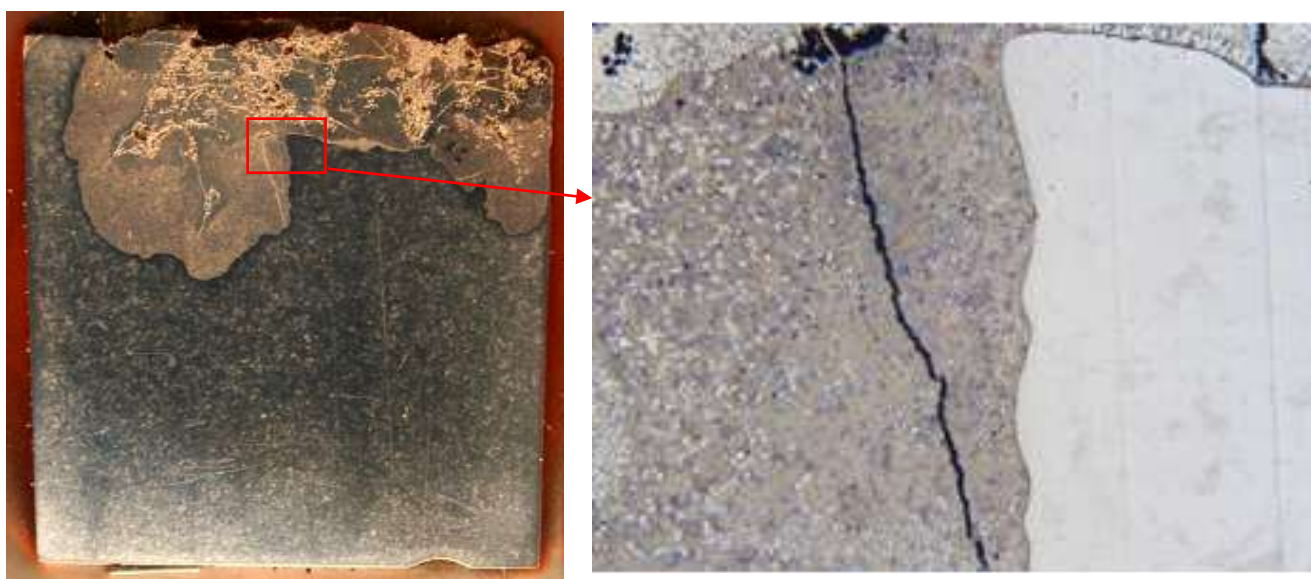


Рисунок 60- Структура образца стали в нижней части МДР в эксперименте INVECOR-4

Из рис. 60 видно, что наблюдается локализованное проникновение компонентов прототипа кориума в образец стали на глубину около 20 мм. Напомним, что донная часть МДР, для которой наблюдается локализованное проникновение прототипа кориума, составляет до 30 % от площади контакта расплава прототипа кориума с МДР.

На рис. 61 показаны некоторые характерные микроструктуры зоны взаимодействия.

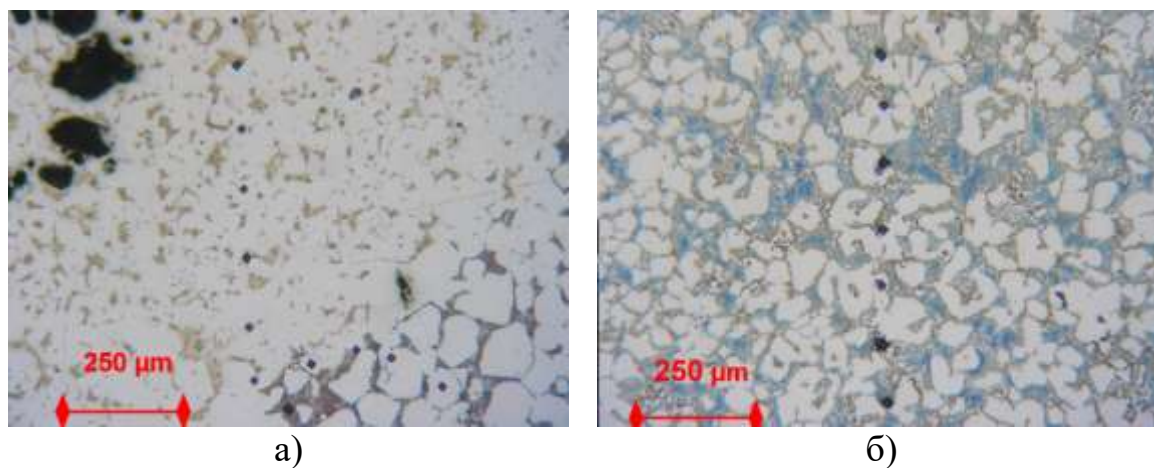


Рисунок 61 - Микроструктура зоны взаимодействия: а – верхняя часть; б – нижняя часть

По характеру микроструктуры можно сделать вывод о том, что происходило растворение компонентов стали (эвтектическое плавление) в зоне взаимодействия, в результате которого компоненты кориума внедрялись в сталь. Микротвердость данной области находится в диапазоне 7,01 – 9,92 ГПа. Такие значения микротвердости, скорее всего, обусловлены присутствием интерметаллидных фаз $(Zr,U)Fe_2$ которые формируются при жидкофазном взаимодействии компонентов кориума и стали в процессе эксперимента. Также следует отметить, что при анализе результатов показаний датчиков температуры (рис. 40), установленных на различной глубине образца было выявлено, что максимальная температура данного образца не превысила 1175 °С, что существенно ниже температуры плавления данной стали (1450 °С).

Микроструктура шлифа в зоне перехода от локализованного материала к стали 15X2НМФА, представлена на рис. 62.



Рисунок 62 - Микроструктура зоны перехода

Видно, что со стороны стали наблюдается четко очерченная граница, далее выявляется промежуточный слой толщиной около 150 мкм, микротвердость которого составляет около 1,37 ГПа, что значительно ниже чем микротвердость стали (3,15 ÷ 3,6 ГПа).

На рис. 63 показаны выделенные области исследования фазового и элементного анализа зоны локального проникновения кориума в сталь. Отметим,

что поверхности полученных фрагментов, перед рентгеновским анализом были отшлифованы до состояния аналогичного основному шлифу.

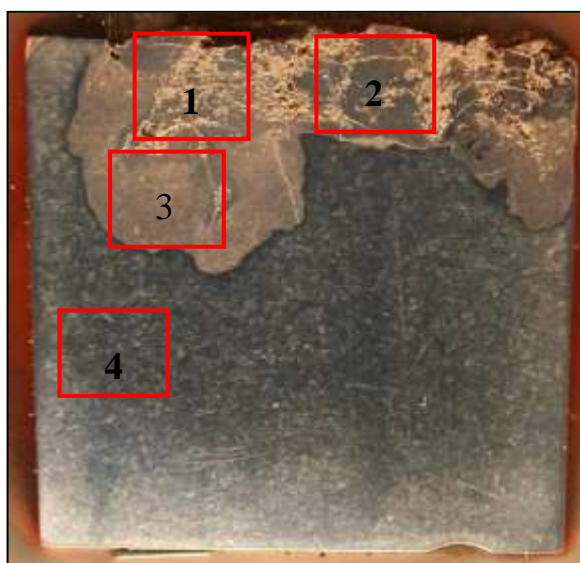


Рисунок 63 – Области для изучения фазового состава и полуколичественного элементного состава корпусной стали при локальном проникновении кориума (INVECOR-4)

Полученные результаты определения фазового и полуколичественного элементного состава приведены в таблице 18.

Таблица 18 – Фазовой 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); α -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); α -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); α -Fe ($a_0 \approx 0,287$ нм); (Zr)(C,O) _{1-x} (0,468 нм)	15	60	20
4	α -Fe ($a_0 \approx 0,287$ нм)	-	-	97

Из представленных результатов видно, что основными компонентами фазового состава в исследуемых зонах являются интерметаллидные фазы

$(Zr,U)Fe_2$ (ферромагнетик, фаза Лавеса с кубической решеткой типа $MgCu_2$) и металлическая фаза на основе α -железа с ОЦК кристаллической решеткой. По результатам анализа пиков фазы $(Zr,U)Fe_2$ можно предположить, что состав этой фазы в области 3 более размыт, чем в областях 1 и 2. В исследуемых зонах фаз твердых растворов $UZrO$ не обнаруживается.

Данные рентгеновского фазового анализа показали, что в исследуемом образце, в зоне взаимодействия при температуре около $1200\text{ }^\circ\text{C}$, основными компонентами фазового состава являются интерметаллидные фазы $(Zr,U)Fe_2$ (ферромагнетик, фаза Лавеса с кубической решеткой типа $MgCu_2$) и металлическая фаза на основе α -железа с ОЦК кристаллической решеткой.

В результате проведенных материаловедческих исследований установлена наглядная картина результата взаимодействия прототипа кориума со сталью. В процессе измерения микротвердости характерных областей на образце, было выявлено, что наибольшей микротвердостью обладают интерметаллидные фазы, в которых взаимодействие кориума со сталью было наиболее заметно и содержание компонент кориума Zr и U выражено в наибольшей степени.

Подобное взаимодействие наблюдалась ранее в экспериментах по изучению взаимодействия стали с прототипом кориума экспериментах по проекту METCOR [71, 126], при этом максимальная глубина локального проникновения расплава кориума не превышала 15 мм при времени взаимодействия 12 часов.

В описанных выше экспериментах по физическому моделированию взаимодействия кориума с силовым корпусом реактора установлено более глубокое локальное проникновение кориума (до 20 мм) при существенно меньшем времени взаимодействия (около 2 часов).

Таким образом, на основании выполненных исследований установлено, что локальное проникновение компонентов кориума в сталь обусловлено массообменом, который происходит при формировании относительно легкоплавких соединений стали с компонентами прототипа кориума. При таком взаимодействии часть компонентов кориума внедряется в стенку реактора, вытесняя базовый материал.

4.4.2 Исследование образца стали INVECOR-5

Исследование взаимодействия кориума со сталью в зоне подплавления INECOR-5 были выполнены подобным образом. При этом для исследования характера внедрения компонентов кориума в сталь дополнительно использовался метод построения карт распределения элементов на сканирующем электронном микроскопе СЭМ с помощью ЭДС анализа.

Для исследования структурных изменений по высоте стального образца, также был подготовлен металлографический шлиф (см. рис. 64) поперечного сечения. В этом случае на поперечном шлифе визуально фиксировался лишь небольшой относительно ровный по глубине слой подплавления (диффузионный слой), максимальная глубина которого составляла около 3 мм.

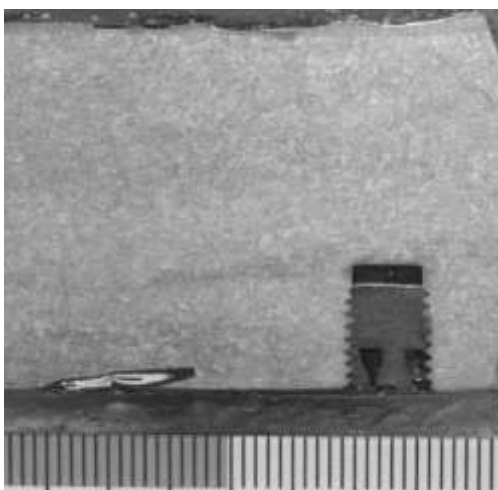


Рисунок 64 - Металлографический шлиф поперечного сечения образца стали вне зоны локального проникновения кориума (INVECOR-5)

Исследование микроструктуры данного стального образца проводилось при помощи оптического микроскопа OLYMPUS-BX41M и сканирующего электронного микроскопа (СЭМ) JSM-6390 [127]. Определение качественного и количественного элементного состава было выполнено с применением энергодисперсионного спектрометра JED-2300. Были также выполнены измерения микротвердости по схеме Виккерса по высоте образца с использованием микротвердомера ПМТ-3М.

Взаимодействие расплава активной зоны с материалом МДР сопровождалось нагревом поверхностных слоев и расплавлением стали, в случае достижения температур ликвидуса, или образованием более легкоплавких эвтектических соединений. В этом случае в слое взаимодействия протекал весьма сложный комплекс фазовых превращений. На макроструктуре шлифа отчетливо выделялся приповерхностный слой (см. рис. 65), который подвергался максимальному термическому воздействию после контакта с расплавом кориума. В этом слое заметны изменения микроструктуры по отношению к остальной поверхности шлифа в виде визуально определяемого потемнения.



Рисунок 65 - Микроструктура поверхностного слоя (после травления) образца INVECOR-5

В результате анализа структуры поверхностного слоя на представленном выше шлифе можно условно выделить несколько характерных зон диффузионного воздействия, микроструктура и микротвердость, каждой из которых, в различной степени отличается от исходной. На СЭМ изображениях приповерхностного слоя видно, что общая микроструктура представляет собой сложную структуру с различными характерными включениями (см. рис. 66).

Верхняя область (см. рис. 66) представляет собой относительно мелкозернистую структуру, предположительно бейнита [128], с включениями в

виде точек и в виде пленок. Субструктура бейнита состоит из вытянутых частиц феррита в форме пластин и из параллельных им тонких частиц цементита. Частицы феррита при этом имеют форму «реек» с толщиной менее 1 мкм.

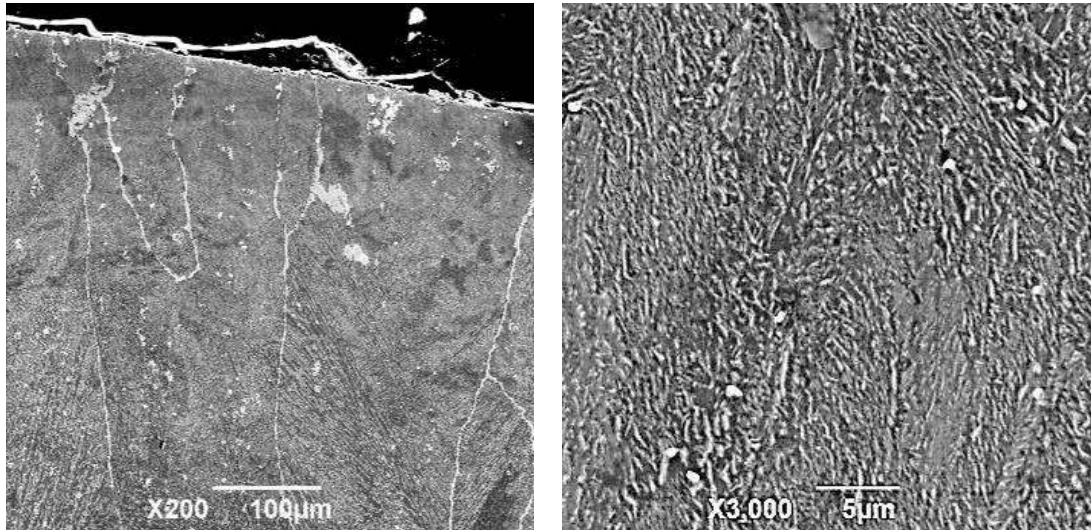


Рисунок 66 - Микроструктура верхней зоны образца INVECOR-5

Центральная область поверхности (см. рис. 67) характеризуется крупнозернистой структурой бейнита вытянутой формы с пленкообразными и точечными включениями. В этом случае структура бейнита характеризуется более грубым строением по сравнению с верхней областью и имеет «перистое» строение, при этом толщина частиц феррита достигает 2,5 мкм.

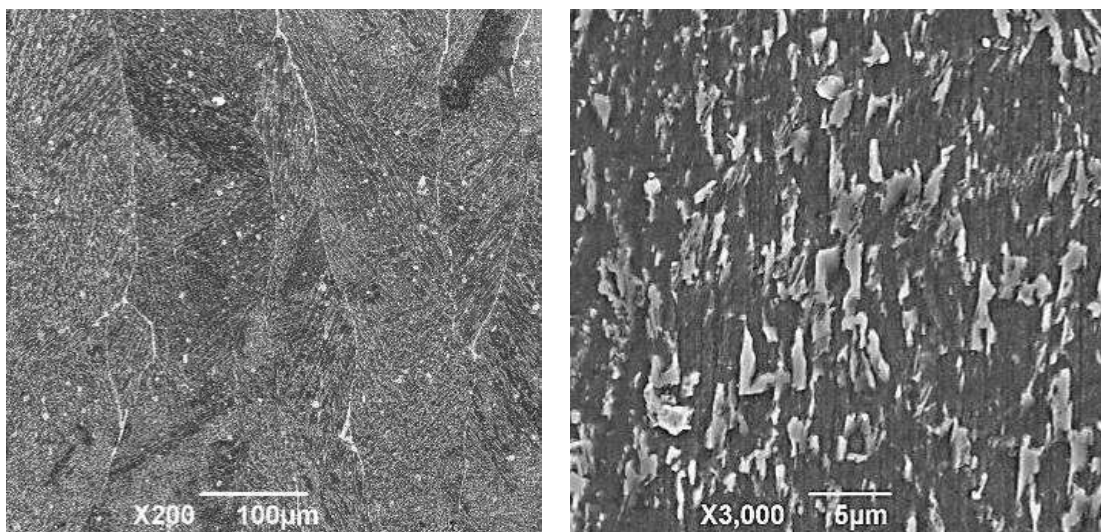


Рисунок 67 - Микроструктура центральной зоны поверхности образца INVECOR-5

К нижней области образца пленкообразные включения плавно переходят к распределенным достаточно равномерно точечным включениям в виде цепочек.

Нижняя область (см. рис. 68) резко переходит в основную структуру стали. При этом установлено, что границей перехода является пленкообразные включения. В данном случае в структуре бейнита имеются участки с перистым и зернистым строением, где толщина частиц феррита достигает 2,5 мкм. При этом в нижней области отношение феррита к цементиту в субструктуре бейнитных зерен выше по сравнению с центральной областью.

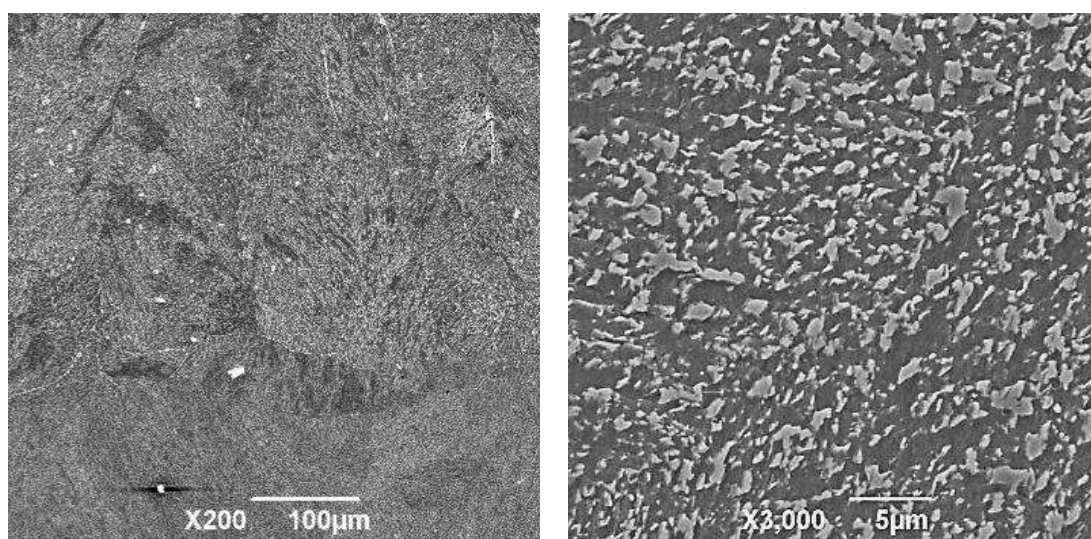


Рисунок 68 - Микроструктура нижней зоны приповерхностного слоя образца INVECOR-5

Структура нижней области диффузионного слоя отличается от основной структуры всего лишь соотношением структурных составляющих (т.е. соотношением феррита к цементиту).

Результаты элементного микроанализа также показали присутствие урана в выявленных включениях (см. рис. 69 и таблицу 19), при этом основные включения с правильной формой являются интерметаллидной фазой $(Zr,U)Fe$. В элементном составе матричной структуры бейнита не обнаружено присутствие циркония и урана.

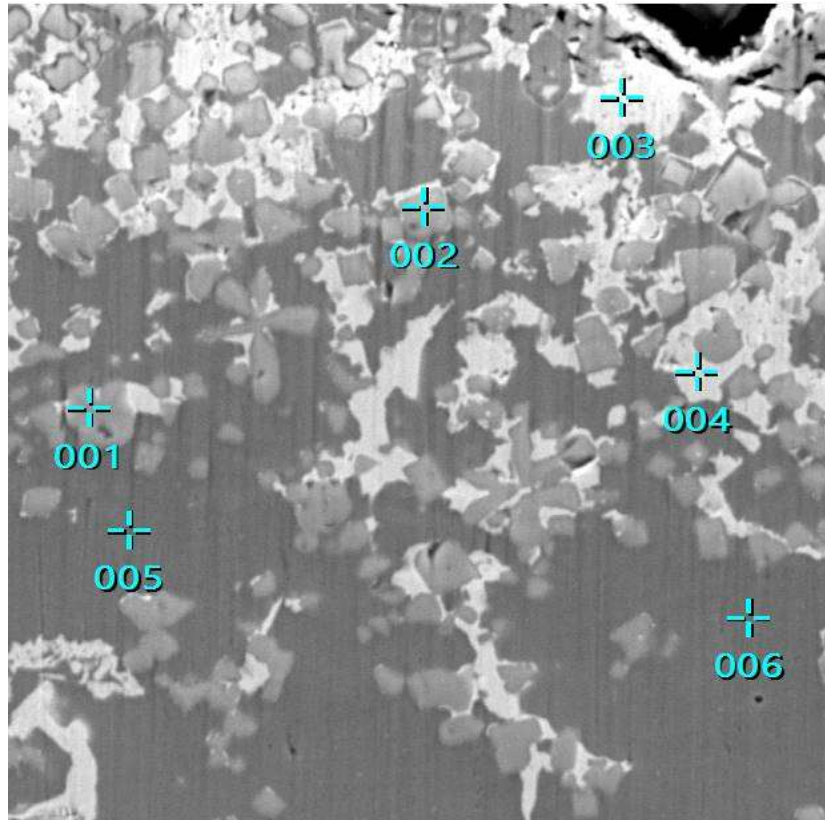


Рисунок 69 - СЭМ изображение верхней области образца INVECOR-5 с точками для элементного микроанализа

Таблица 19 – Результаты элементного микроанализа выбранных точек образца INVECOR-5

№ Точка анализа	Масс. %						Итого
	O	Cr	Fe	Ni	Zr	U	
001	0,98	0,02	3,03	0,27	75,73	19,97	100
002	2,96	0,30	15,05	0,46	53,81	27,42	100
003	9,22	0,01	1,34	0,50	0,30	88,64	100
004	7,31	-	1,07	0,49	6,62	84,51	100
005	-	1,78	97,03	0,99	0,16	0,05	100
006	-	1,75	97,02	0,94	0,11	0,17	100

На рис. 70 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.

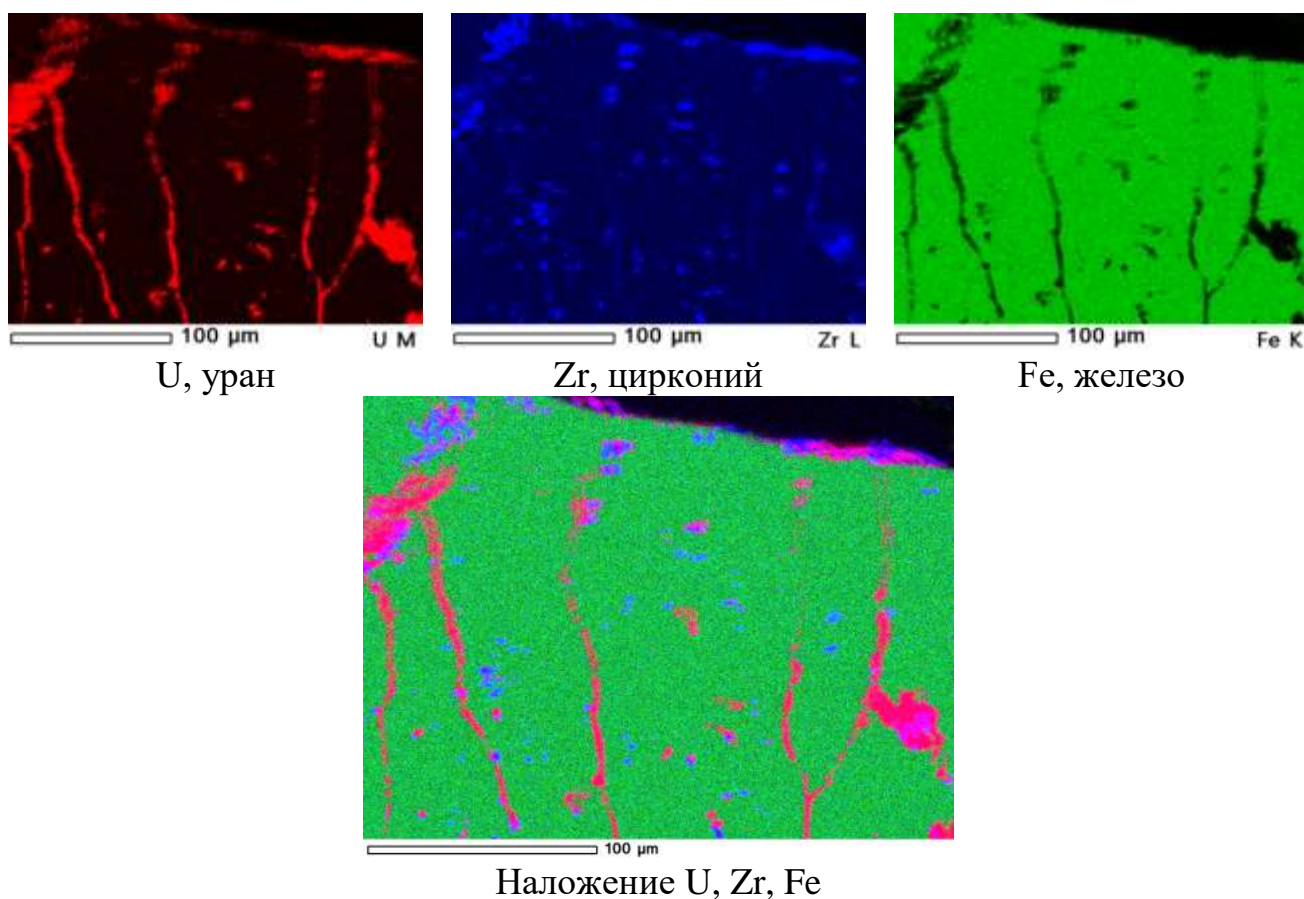


Рисунок 70 - Карты распределения основных элементов в поверхностном слое образца INVECOR-5

Результаты измерения микротвердости по высоте образца INVECOR-5 показаны на рис. 71. Установлено, что в приповерхностных слоях значение микротвердости на глубине до 100 мкм находится в диапазоне от 3,63 до 3,85 ГПа, что превышает среднее значение в ненарушенной области образца ($3,28 \pm 0,2$ ГПа).

Обнаруженный эффект упрочнения приповерхностного слоя образца INVECOR-5 при термическом и диффузионном воздействии кориума получен достижением оптимального сочетания насыщенности твердых растворов углеродом (надо отметить, что в данном случае углерод является компонентом стали) и легирующими элементами с их неоднородностью. Неоднородность распределения легирующих элементов возникает в результате частичного растворения исходных карбидов, повышения плотности дефектов кристаллического строения, а также в результате пластических сдвигов, которые

происходят в условиях мощного теплового импульса. Перечисленные выше процессы приводят к образованию новых фаз при диффузии компонентов прототипа кориума в сталь.

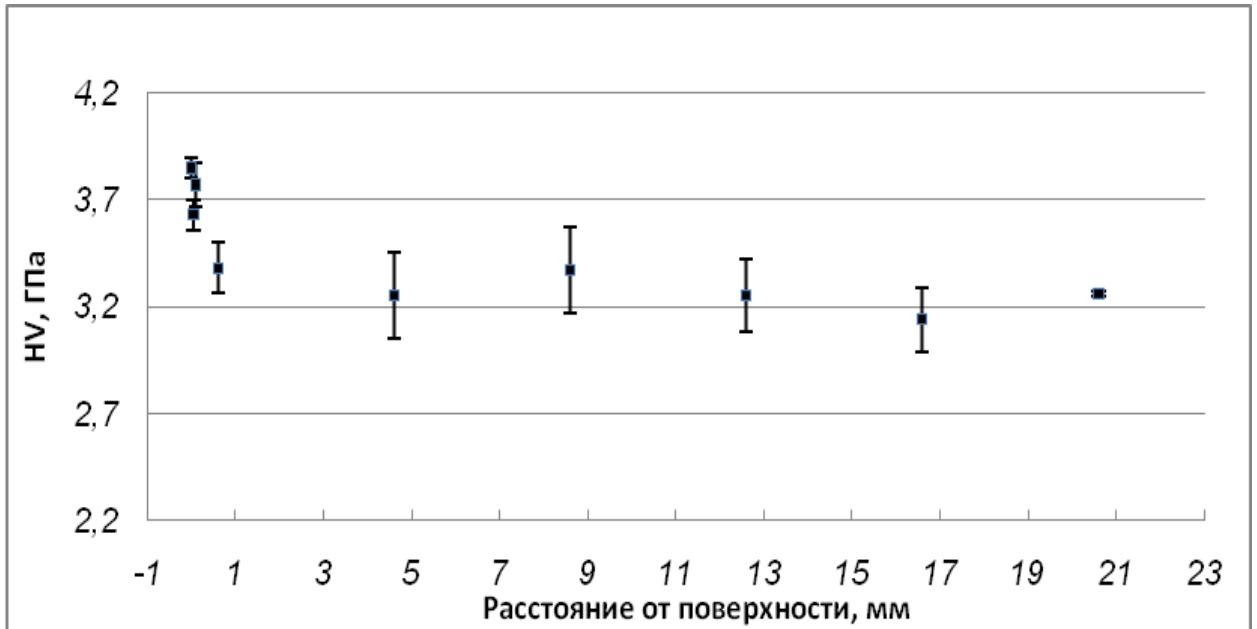


Рисунок 71 - Распределение значения микротвердости по высоте образца INVECOR-5

Таким образом, в результате исследований, для образца INVECOR-5, установлен характер взаимодействия кориума с материалом МДР, получена оценка глубины взаимодействия, 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.

4.4.3 Сопоставление характера повреждения стали в различных экспериментах

Таким образом, в большинстве исследованных случаев, в конструкционной стали 15Х2НМФА-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 с увеличением времени взаимодействия при поддержании соответствующей температуры взаимодействия происходит образование более легкоплавких соединений на границе кориум – сталь, что способствует формированию локальных проникновений компонентов кориума в сталь. Такое локальное проникновение наблюдалось в эксперименте INVECOR-4, где было обнаружено проникновения компонентов кориума в исследуемую сталь на глубину 20 мм за 130 мин взаимодействия. Появление таких локальных проникновений существенным образом изменяет физико-механические свойства стали.

Обнаруженное локальное проникновение кориума на такую большую глубину крайне необходимо учитывать при проектировании силового корпуса реактора.

Также можно сделать вывод о том, что в зоне контакта стали МДР с фрагментированным кориумом практически отсутствует его взаимодействие с конструкционной сталью.

Обнаруженный эффект фрагментации кориума при отсутствии теплоносителя, который происходит за счет закалочных процессов брызг расплава и термомеханического разрушения повторно разогреваемого остаточным тепловыделением слитка кориума, способствует снижению негативного воздействия кориума на стенку корпуса реактора.

Также, следует отметить, что при падении массы расплава кориума на относительно холодную поверхность МДР формируется первичная корка расплава, которая является существенным барьером на пути взаимодействия

жидкого расплава кориума со сталью. И только при длительном взаимодействии происходит ее разрушение стали и возникает опасность локального внедрения граничного легкоплавкого расплава в стальную стенку днища реактора. Вероятность развития таких процессов максимальна в центральной части днища реактора.

Выполненные исследования позволяют оценить площадь днища реактора, где наиболее вероятно развитие процессов локального проникновения кориума в пределах 30% от общей площади днища реактора, которая может контактировать с расплавом кориума.

В ходе проведенных экспериментов по физическому моделированию взаимодействия прототипа кориума с МДР при различных условиях продемонстрирована возможность удержания расплава материалов активной зоны реактора внутри его корпуса в процессе тяжелой аварии.

4.5 Рекомендации по повышению вероятности удержания кориума в днище аварийного реактора

Представленные выше результаты исследований взаимодействия прототипа кориума с материалом силового корпуса реактора позволяют сформулировать следующие практические рекомендации по повышению вероятности удержания расплава кориума в пределах силового корпуса реактора при тяжелой аварии.

1. При проектировании силового корпуса водо-водяного энергетического реактора необходимо предусмотреть возможность обеспечения оптимальных условий формирования фрагментированного кориума в днище реактора при тяжелой аварии.

Данное предложение основано на том, что в результате исследований установлено, что в зоне фрагментированного кориума наблюдается минимальное воздействие на днище силового корпуса водо-водяного реактора при тяжелой аварии.

Напомним, что часть фрагментированного кориума формируется при контакте расплава с относительно холодной стенкой днища силового корпуса реактора, а остальная масса представляет собой фрагменты первичной корки, которая была взломана при разогреве остаточном тепловыделением. На основании физического моделирования установлено, что массовая доля фрагментированного кориума может достигать 50 % общей массы.

2. Следует предусмотреть возможность дополнительного водяного охлаждения фрагментированного кориума.

То есть, отвод тепла от фрагментированного кориума, при условии дополнительного охлаждения внутренним заливом водой, позволит более эффективно снизить температуру в днище аварийного реактора.

3. При проектировании силового корпуса водо-водяного реактора необходимо учитывать обнаруженный эффект локального внедрения кориума.

Обнаруженный эффект локального внедрения кориума в силовой корпус реактора при тяжелой аварии на достаточно большую глубину (до 20 мм) в течение достаточно малого времени взаимодействия снижает вероятность удержания расплава в днище аварийного реактора.

Изложенные выше рекомендации повышают вероятность удержания расплава кориума в днище реактора при развитии тяжелой аварии.

Следует особо отметить, что указанные выше рекомендации могут быть реализованы уже на стадии проектирования силового корпуса реактора, что позволит запроектную тяжелую аварию перевести, хотя бы частично, в разряд проектной аварии.

Тогда, следует рекомендовать при разработке конструкции днища корпуса реактора максимально реализовать условия для фрагментации расплава кориума при развитии тяжелой аварии, что на практике позволит снизить взаимодействие расплава кориума с силовым корпусом реактора.

Таким образом, практическая реализация данного предложения позволит существенно снизить вероятность выхода расплава кориума за пределы корпуса аварийного реактора. В этом случае для персонала аварийного реактора можно

разработать четкую инструкцию действий при развитии тяжелой аварии.

Результаты исследований, представленные в Главе 4, опубликованы в [120, 129].

Выводы к Главе 4

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

2. Выполненные эксперименты по физическому моделированию полностью подтвердили высокую вероятность удержания расплава кориума в днище аварийного реактора.

3. Установлен характер взаимодействия расплава прототипа кориума с материалом днища реактора, представлены оценки глубины взаимодействия, определен состав материала в зонах взаимодействия, идентифицированы образовавшиеся фазы и определены их микротвердости.

4. 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 от 4 до 8 мм), являющиеся продуктом разрушения поверхности слитка при остывании. При этом объем фрагментированного слоя растет с увеличением отвода тепла от днища реактора.

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

6. 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 α -(U,Zr). Наблюдаемая микроструктура соответствуют основному фазовому составу материала слитка, определенному по результатам рентгенографического фазового анализа.

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

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

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 Института атомной энергии НЯЦ РК для исследований, что подтверждается актом внедрения (см. Приложение А). В настоящее время комплекс применяется для исследования взаимодействия кориума с конструкционными материалами кипящего реактора типа ВВР, аналогичного энергоблоку на АЭС «Fukushima-1» [130].

3. 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. 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 % площади контакта расплава кориума с силовым корпусом реактора, данное обстоятельство необходимо учитывать при его проектировании.

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 (Приложение В).

Список литературы

1. TMI-2 vessel investigation project integration report: technical report / J. R. Wolf, J. L. Rempe, L. A. Stickler, G. E. Korth, D. R. Diercks, L. A. Neimark, D.W. Akers, B. K. Schuetz, T. L. Shearer, S. A. Chavez, G. L. Tbinnes, R. J. Witt, M.L. Corradmi, J. A. Kos.– Idaho Falls: Idaho National Engineering Laboratory, 1993.– 178 p.
2. Пазухин, Э. М. Лавообразные топливосодержащие массы 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования / Э. М. Пазухин // Радиохимия.– 1994.– Т. 34.– Вып. 2.– С. 78-99.
3. Lessons learned from the nuclear accident at the Fukushima Daiichi nuclear power station: special report.– Atlanta: Institute of Nuclear Power Operations, 2012.– 42 p.
4. Владимиров, В. А. Социальные аспекты радиоактивного загрязнения окружающей среды после ядерных взрывов и радиационных аварий / В. А. Владимиров // Стратегия гражданской защиты: проблемы и исследования.– 2012.– № 2.– С. 632-659.
5. Межведомственная информационная система по вопросам обеспечения радиационной безопасности населения и проблемам преодоления последствий радиационных аварий [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://rb.mchs.gov.ru/mchs/radiation_accidents/m_other_accidents/2011_god/Avarijnoe_otkljuchenie_reaktora_iz_zavi .– свободный. – Загл. с экрана.
6. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ - 88/97, НП-001-97 (ПНАЭГ-01-011-97) [Электронный ресурс]. – Режим доступа http://www.ohranatruda.ru/ot_biblio/normativ/data_normativ/8/8253/index.php.– свободный. – Загл. с экрана.
7. Критерии для использования при обеспечении готовности и реагирования в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации, Общее руководство по безопасности МАГАТЭ, № GSG-2, МАГАТЭ, Вена (2004), 2012. –

132 с.

8. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы. М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100 с.

9. Афанасьев, А. В. Особенности разработки унифицированной методики анализа радиационных последствий проектных аварий для АЭС Украины с реакторами ВВЭР-1000 / А. В. Афанасьев, Н. А. Мороз, Д. В. Шевелев // Сборник научных трудов СНУЯЭиП, Севастополь, Россия, 2010 г. Севастополь, 2014.

10. Рекомендации по анализу аварий для АЭС с реакторами типа ВВЭР: публикация внебюджетной программы безопасности АЭС с реакторами РБМК и ВВЭР, IAEA-EVP-WWER-01. – МАГАТЭ, Вена, 1998. – 153 с.

11. The accident at «Three Mile Island»: Report to the President's Commission / John G. Kemeny. – U.S. Government printing office, 1979. – V. 1. – 142 p.

12. Bottomley, P.D.W. In- and ex-vessel corium studies at JRC-ITU, Karlsruhe / P. D. W. Bottomley, Th. Wiss, D. Manara, S. Bremier, V. V. Rondinella // Report of X Inter. Conf. “Nuclear and Radiation Physics”, Kurchatov, September 8-11, 2015.– Kurchatov: NNC RK, 2015.– P. 27-32.

13. Абагян, А. А. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и её последствиях, подготовленная для МАГАТЭ / А. А. Абагян, В. Г. Асмолов, А. К. Гуськова // Атомная энергия.– 1986.– Т. 61.– Вып. 5.– С. 301-320.

14. 25 лет Чернобыльской аварии: итоги и перспективы преодоления ее последствий в России 1986-2011: Российский национальный доклад; под общ. ред. С.К. Шойгу, Л.А. Большова. – Москва: Министерство Российской Федерации по делам гражданской обороны, чрезвычайным ситуациям и ликвидации последствий стихийных бедствий, 2011.– 81 с.

15. Руководство для пользователей международной шкалы ядерных и радиологических событий (INES).– Вена: МАГАТЭ, 2010.– 235 с.

16. World nuclear industry status report 2014 / Mycle Schneider, Antony Froggatt et al.– A Mycle Schneider consulting project: Paris, London, Washington, D.C., 2014.– 159 p.

17. R&D activities related to the fuel debris retrieval from the Fukushima Daiichi NPS// International Research Institute for Nuclear Decommissioning(IRID) April 9, 2015 [Электронный ресурс]. – Режим доступа: http://irid.or.jp/_pdf/20150409.pdf.

18. Toyohara, M. Characterization of fuel debris by large-scale simulated debris examination for Fukushima Daiichi nuclear power stations /, М. Toyohara, S. Kawano, T. Fujita, Т. Hayashi, V.V. Baklanov, А.А. Kolodeshnikov, V.A. Zuev // Abstracts of X Inter. Conf. “Nuclear and Radiation Physics”, Kurchatov, September 8-11, 2015.– Kurchatov: NNC RK, 2015.– P. 25.

19. Действия НАСФ по ликвидации последствий аварии на радиационно-опасном объекте [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.obzh.ru/learn/u2-009.html>.– свободный. – Загл. с экрана.

20. Olsen, C. S. Materials interactions and temperatures in the TMI-2 core / C. S. Olsen, S. M. Jensen, E. R. Carlson, B. A. Cook // Nuclear Technology.– 1989.– V. 87.– P. 57-94.

21. Wahba, A. B. International activities for the analysis of the TMI-2 accident with special consideration of ATHLET calculations / A. B. Wahba // Nuclear Engineering and Design.– 1990.– V. 118.– P. 43-53.

22. Hofmann, P., Hagen S., Schanz G., Skokan A., «Chemical interactions of reactor core materials up to very high temperatures», KfK 4485, 1989. p. 47.

23. Broughton, J. M. A scenario of the TMI-2 accident / J. M. Broughton, P. Kuan, D. A. Petti, E. L. Tolman // Nuclear Technology.– 1989.– V. 87 .–P. 34-53.

24. TMI-2 vessel investigation project integration report: technical report / J. R. Wolf, J. L. Rempe, L. A. Stickler, G. E. Korth, D. R. Diercks, L. A. Neimark, D.W. Akers, B. K. Schuetz, T. L. Shearer, S. A. Chavez, G. L. Tbinnes, R. J. Witt, M.L. Corradmi, J. A. Kos.– Idaho Falls: Idaho National Engineering Laboratory, 1994.– P. 178.

25. Стивенс, Дж. Послеаварийный отвод тепла от обломков разрушенной активной зоны / Дж. Стивенс // Атомная техника за рубежом. – 1984.– № 12.– С. 14-22.

26. Пантюшин, С. И. Разработка системы удержания расплава и

охлаждения корпуса реактора при тяжелых запроектных авариях для АЭС с РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ / С. И. Пантюшин, Е. А. Фризен, С. И. Асадский, В. П. Семишкин, Д. О. Веселов, Н. В. Букин, М. А. Быков, В. А. Мохов, А. М. Волчек, Ю. А. Звонарев, В. Ф. Стрижов, А. Е. Киселев, А. С. Филиппов, Н. И. Дробышевский, К. С. Долганов, Е. В. Моисеенко // Вопросы атомной науки и техники. Серия: обеспечение безопасности АЭС. – 2011. – № 30, С. 45-59.

27. Беркович, В. Я. О разработке системы внутрикорпусного удержания расплава для действующих АЭС России с ВВЭР (Доклад – ВАО АЭС 1-3.октября, 2013, г. Будапешт) [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/publication/st-2013/documents/243.pdf>.

28. Калякин, С. Г. Современное состояние систем пассивного залива активной зоны и пути их дальнейшего развития / С. Г. Калякин, А. В. Морозов, О. В. Ремизов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: физика ядерных реакторов. – 2004. – № 2. – С. 66-82.

29. Истомина, С. В. Анализ деформаций днища корпуса реактора ВВЭР-1500 в условиях тяжелой аварии / С. В. Истомина, Е. М. Морозов, А. С. Сидоров // Заводская лаборатория. Диагностика материалов. – 2006. – Т. 72. – № 8. – С. 45-72.

30. Асмолов, В. Г. Взаимодействие расплава активной зоны ядерного реактора с оксидным жертвенным материалом устройства локализации для АЭС с ВВЭР / В. Г. Асмолов, А. А. Сулацкий, С. В. Бешта, В. С. Грановский, В. Б. Хабенский, Е. В. Крушинов, С. А. Витоль, В. И. Альмяшев, В. В. Гусаров, В. Ф. Стрижов // Теплофизика высоких температур. – 2007. – Т. 45. – № 1. – С. 28-37.

31. Nie, M. Application of sacrificial concrete for retention and conditioning of molten corium in EPR melt retention concept / M. Nie // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Karlsruhe, November 15-18, 1999.– Karlsruhe, 2000.– P. 527-536.

32. Рыжов, С. Б. Новые проекты реакторных установок ВВЭР средней мощности / С. Б. Рыжов, В. А. Мохов, М. П. Никитенко, А. Е. Четвериков, Д. О. Веселов, И. Г. Щекин, В. В. Петров // Сборник трудов конференции «Ядерная Энергетика и Обеспечение Безопасности» (NPES-2009), Ереван, Армения, 26-29

мая, 2009. – Ереван, 2009.

33. Krugmann, U. Design of severe accident management systems for current and future reactors: methodology, tools and research needs / U. Krugmann // Proceedings of FISA 2001 EU Research in Reactor Safety, Luxembourg, November 12-15, 2001. – Luxembourg, 2001. – P. 239-246.

34. Вещунов, М. С. Пакет программ СВЕЧА - моделирование процессов разрушения элементов конструкции РУ ВВЭР-1000 на внутрикорпусной фазе запроектной аварии / М. С. Вещунов, А. Е. Киселев, В. Ф. Стрижов // Сб. тр. научно-практ. сем. «Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР». Т. 1. Исследование процессов при запроектных авариях с разрушением активной зоны, 2000. – СПб., 2000. – С. 67-86.

35. Разработка и применение интегральных кодов для анализа безопасности АЭС- ТРУДЫ ИБРАЭ; под общ. ред. чл.-кор. РАН Л. А. Большова; Ин-т проблем безопасного развития атомной энергетики РАН. М.: Наука, 2007. – Вып. 12: Разработка и применение интегральных кодов для анализа безопасности АЭС; науч. ред. Р. В. Арутюнян, 2011. – 304 с.

36. Бешта, С. В. Высокотемпературные процессы с расплавами кориума в проблеме безопасности АЭС с ВВЭР: дис. докт. техн. наук: 05.14.03 / Бешта Севостьян Викторович. – Сосновый Бор, 2004. – 462 с.

37. Арутюнян, Р. В. Физические модели тяжелых аварий на АЭС / Р. В. Арутюнян, Л. А. Большов, А. В. Васильев, В. Ф. Стрижов. – М.: Наука, 1992. – 232 с.

38. Вещунов, М. С. Разработка пакета программ СВЕЧА для моделирования внутрикорпусной фазы запроектной аварии реакторов водородного типа / М. С. Вещунов, А. Е. Киселев, В. Ф. Стрижов // Изв. РАН. Энергетика. – 2004. – № 2. – С. 6-21.

39. Игнатьев, А. И. ГЕФЕСТ- численное моделирование процессов в нижней части реактора ВВЭР при тяжелой аварии / А. И. Игнатьев, А. Е. Киселев, В. Н. Семенов и др. // Препринт ИБРАЭ № ИВРАЕ-2003-13 М., 2003. – 31 с.

40. Литышев, А. В. Опыт выполнения анализов тяжёлых запроектных аварий для РУ ВВЭР с использованием РК СОКРАТ / А. В. Литышев, С. И.

Пантюшин, О. В. Аулова, Д. Л. Гаспаров, Н. В. Букин, М. А. Быков // Материалы 9-й МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, Россия 19-22 мая 2015. – Подольск: ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2015. – С. 1-22.

41. Деревянко, О.В. Предаврийные физические процессы и надежный теплоотвод в ядерных энергоустановках: моногр. / О.В. Деревянко, А.В. Королев, А.Ю. Погосов – О.: Наука и техника, 2014. – С. 264.

42. Основы теории и техники физического моделирования и эксперимента [Электронный ресурс]: учебное пособие / Н.Ц. Гагапова, А.Н. Колиух, Н.В. Орлова, А.Ю. Орлов. – Тамбов, 2014. С. 77.

43. Reports of the technical assessment task force on chemistry thermal hydraulics core damage. Wash 1400 – Reactor Safety Study Alternative Event Sequences. V. II. Washington, D.C. Oktober 1979.

44. Huhtiniemi, I. Insight into steam explosions with corium melts in KROTOS / I. Huhtiniemi, D. Magallon // Nuclear Engineering and Design. – 2001. – V. 204. – Iss. 23. – P. 391-400.

45. Sehgal, B. R. SIMECO Experiments on in-vessel melt pool formation and heat transfer with and without a metallic layer / B. R. Sehgal, T. N. Dinh, V. A. Bui, J. A. Green, G. Kolb // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Garching, Germany, March 3-6, 1998. – Garching, 1998. – P. 198-206.

46. Кашинский, О. Н. Экспериментальное исследование влияния дистанционирующей решетки на структуру течения в ТВС реактора АЭС-2006 / О. Н. Кашинский, П. Д. Лобанов, Н. А. Прибатурин, А. С. Курдюмов, С. Е. Волков // Теплоэнергетика. – 2013. – № 1. – С. 63.

47. Nuclear Safety Research in OECD Countries/Support Facilities for Existing and Advanced Reactors / Nuclear Safety NEA/CSNI/R(2007)6 ISBN 978-92-64-99005-0.// OECD PUBLICATIONS, 2 rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16 \Printed in France. p.107.

48. Гордон, Б. Г. Проблемы исследований на крупномасштабных экспериментальных установках / Б. Г. Гордон // Теплоэнергетика. – 1992. – № 10. – С. 8-12.

49. Haste T.J., K. Trambauer, Degraded Core Quench: Summary of Progress

1996-1999, NEA/CSNI/R(99)23, February 2000.

50. OECD/CSNI Workshop “In-vessel core debris retention and coolability”. Summary and conclusions. Garching, Germany, March 3-6, 1998, NEA/CSNI/R(98)21. – Garching, 1998. – 31 p.

51. Hofmann, P. Chemical-physical behavior of light water reactor core components tested under severe reactor accident conditions in the CORA facility / P. Hofmann, S. Hagen, V. Noack, G. Schanz, L. Sepold // Nuclear Technology. – 1997. – V. 118. – P. 200-224.

52. In-vessel core degradation in LWR severe accident: A state of the art report, EUR 16695 EN / T. J. Haste et al. // Luxembourg: European Commission, 1996. – 246 p.

53. WWER-specific features regarding core degradation: status report / Z. Hozer, K. Trambauer, J. Duspiva // NEA/CSNI/R (98)20, 1998. – 36 p.

54. Andersona, M. H. Experimental analysis of heat transfer within the AP600 containment under postulated accident conditions / M. H. Andersona, L. E. Herranzb, M. L. Corradini // Nuclear Engineering and Design. – 1998. – V. 185. – Iss. 2-3. – P. 153-172

55. Афров, А. М. Методические особенности обоснования пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР-640 / А. М. Афров, М. Ф. Рогов, В. Г. Федоров, И. В. Кухтевич, В. В. Безлепкин, Ю. А. Мигров, В. Б. Хабенский // Теплоэнергетика. – 1996. – № 11. – С. 16-21.

56. Meyer, L. Experiments to investigate the low pressure corium dispersion in EPR geometry / L. Meyer // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Karlsruhe, November 15-18, 1999.– Karlsruhe, 2000.– P. 36-44.

57. Rouge, S. SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure / S. Rouge // Nuclear Engineering and Design. – 1997. – V. 169. – P. 185-195.

58. Скалозубов, В. И. Вопросы моделирования тяжелых аварий в корпусных реакторах / В. И. Скалозубов, В. Ю. Кочнева, В. Н. Колыханов, Г. Г. Габляя // Ядерная и радиационная безопасность. – 2010. – Т. 4. – № 48. – С. 26-34.

59. Journeau, C. Two-dimensional interaction of oxidic corium with concretes:

The VULCANO VB test series / C. Journeau, P. Piluso, J. F. Haquet, E. Boccaccio, V. Saldo, J. M. Bonnet, S. Malaval, L. Carénini, L. Brissonneau // *Annals of Nuclear Energy*. – 2009. – V. 36. – P. 1597-1613.

60. Theofanous, T. G. In-vessel retention as a severe accident management strategy / T. G. Theofanous // *Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability*, Garching, Germany, March 3-6, 1998. – Garching, 1999. – P. 53-74.

61. Bechta, S. V. Corrosion of vessel steel during its interaction with molten corium Part 1: Experimental / S. V. Bechta, V. B. Khabensky, S. A. Vitol, E. V. Krushinov, V. S. Granovsky, D. B. Lopukh., V. V. Gusarov, A. P. Martinov, V. V. Martinov, G. Fieg, W. Tromm, D. Bottomley, H. Tuomisto // *Nuclear Engineering and Design*. – 2006. – V. 236. – P.1810-1829.

62. Helle, M. Experimental data on heat flux distribution from a volumetrically heated pool with frozen boundaries / M. Helle, O. Kymalainen, H. Tuomisto // *Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability*, Garching, Germany, March 3-6, 1998. – Garching, 1999. – P. 173-183.

63. Yu, S. D. Modeling of three-dimensional steady state non-linear heat transfer in CANDU nuclear fuel / S. D. Yu, S. Xu // *Nuclear Engineering and Design*. – 2002. – V. 216. – Iss. 1-3. – P. 165-181.

64. Bonnet, J. M. Thermal hydraulic phenomena in corium pools: the BALI experiment / J. M. Bonnet, J. M. Seiler // *Proceedings of the 7th International conference on nuclear engineering*, Tokyo, Japan, April 19-23, 1999. – Tokyo, 1999. – P. 1-10.

65. Kymalainen, O. In-vessel retention of corium at the Loviisa plant / O. Kymalainen, H. Tuomisto, T. G. Theofanous // *Nuclear Engineering and Design*. – 1997. – V. 109. – P.109-130.

66. Willschütz, H.-G. Coupled thermal structural analysis of LWR vessel creep failure experiments / H.-G. Willschütz, E. Altstadt, B.R. Sehgal, F.-P. Weiss // *Nuclear Engineering and Design*. – 2001. – V. 208. – P. 265–282.

67. Semenov V. N., Kasyanov S. Yu., Kisselev A. E. Results of Assessment of SCDAP/RELAP Mod3.2 against RASPLAV corium and salt tests / *Russian Academy of Sciences Nuclear Safety Institute*. Moscow, 1999.

68. Asmolov, V. Latest findings of RASPLAV project / V. Asmolov // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Garching, Germany, March 3-6, 1998. – Garching, 1999. – P. 89-110.

69. Asmolov, V. RASPLAV Project Major Activities and Results / V. Asmolov // Proceedings of CSNI/NEA RASPLAV Seminar 2000, Munich, Germany November 14-15, 2000. – Munich, 2000. – P. 1-37.

70. Maruyama Yu, Tahara M., Nagasaka H., Kolodeshnikov A., Zhdanov V., Vassiliev Yu. Recent results of MCCI studies in COTELS project, NTHAS3: Third Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety Kyeongju, Korea, October 13 - 16, 2002.

71. Bechta, S. V. Corium phase equilibria based on MASCA, METCOR and CORPHAD results / S. V. Bechta, V. S. Granovsky, V. B. Khabensky, V. V. Gusarov, V. I. Almiyashev, L. P. Mezentseva, E. V. Krushinov, S. Yu. Kotova, R. A. Kosarevsky, M. Barrachin, D. Bottomley, F. Fichot, M. Fischer // Journal of Nuclear Engineering and Design. – 2008. – V. 238. – P. 2761-2771.

72. Асмолов В.Г., Загрязкин В.Н., Цуриков Д.Ф. и др. Основные результаты исследования взаимодействия расплава кориума и стали в корпусе реактора типа ВВЭР-1000 при тяжелой аварии в проекте МАСКА. Статья в ВАНТ, 2009, - 33 с.

73. Асмолов В.Г., Загрязкин В.Н., Цуриков Д.Ф. и др. Исследование взаимодействия оксидного расплава и стали в корпусе ВВЭР-1000 при тяжелой аварии // Атомная энергия, 2008, т. 104, вып. 4, С. 208–211.

74. Асмолов В.Г., Вишневский В.Ю., Дьяков Е.К. и др. Исследование процессов взаимодействия в корпусе реактора типа ВВЭР-1000 при тяжелой аварии. Взаимодействие расплавов оксидного кориума и стали. Препринт ИАЭ-6423/3, 2006.

75. Асмолов В.Г., Вишневский В.Ю., Дьяков Е.К. и др. Исследование процессов взаимодействия в корпусе реактора типа ВВЭР-1000 при тяжелой аварии. Распределение продуктов деления между металлической и оксидной фазами расплава. Препринт ИАЭ-6424/3, 2006.

76. S. V. Bechta, V. B. Khabensky, V. S. Granovsky et al., New Experimental

Results on the Interaction of Molten Corium with Reactor Vessel Steel, Proceeding of ICAPP'04, Pittsburgh, PA USA (2004).

77. S. V. Behta, V. B. Khabensky, V. S. Granovsky et al., Experimental Study of Interaction Between Suboxidized Corium and Reactor Vessel Steel, Proceeding ICAPP'06, Reno, USA (2006).

78. V. Granovsky, A. Sulatsky, S. Behta, Progress Report on the ISTC project #3592 «Investigation of Corium Melt Interaction with NPP Reactor Vessel Steel» (METCOR-P) 18th CEG-SAM meeting, St. Petersburg, Russia, September 28-30, 2010.

79. Конструкция реактора ВВЭР-1000. Пособие для обучаемого. УТЦ ОП «Запорожская АЭС». 1999 г.

80. Maruyama, Yu. A study on concrete degradation during molten core/concrete interactions / Yu Maruyama, Y. Kojima, M. Tahara, H. Nagasaka, M. Kato, A. A. Kolodeshnikov, V.S. Zhdanov, Y.S. Vassiliev // Nuclear Engineering and Design 2006. V. 236 P. 2237–2244.

81. Zhdanov, V. Facility for LWR core materials studies at high temperature / V. Zhdanov, V. Baklanov // Proceedings of ICAPP'05 congress, Seoul, Korea, May 15-19, 2005. – Seoul, 2005. – Paper 5242.

82. Исследование в обоснование безопасности водоохлаждаемых энергетических реакторов на тепловых нейтронах: заключительный отчет по программе «НТП-Развитие», №0204РК00302 / В. В. Бакланов, Ю. С. Васильев, В. А. Зуев, В. В. Зверев, В. С. Жданов, В. И. Игнашев, А. Ф. Инков, А. А. Колодешников, Е. В. Малышева, А. В. Микиша, А. А. Петренко и др. – Курчатов: ИАЭ НЯЦ РК, 2004. – 69 с.

83. Васильев, Ю. С. Экспериментальные исследования по моделированию процессов характерных для тяжелых аварий ядерных реакторов проведенные в ИАЭ / Ю. С. Васильев, А. Д. Вурим, В. С. Жданов, В. А. Зуев, Е. А. Кенжин, А. А. Колодешников, А. В. Пахниц // Вестник НЯЦ РК. – 2009. – Вып. 4. – С. 26-54.

84. Колодешников, А. А. Исследования последствий тяжелых аварий водоохлаждаемых энергетических ядерных реакторов по проекту COTELS / А. А. Колодешников, О. С. Пивоваров, Ю. С. Васильев, В. С. Жданов, В. А. Зуев, В. И. Игнашев, А. В. Микиша // Вестник НЯЦ РК. – 2002. – Вып. 1. – С. 5-17.

85. Васильев, Ю. С. Динамика температурных полей и образования карбидов в экспериментах с кориумом / Ю. С. Васильев, В. И. Супрунов, Р. А. Иркимбеков, И. В. Шаманин, В. А. Лызко // Известия Томского политехнического университета. – 2009. – Т. 314. – № 2. – С.104-107.

86. Супрунов, В. И. Определение параметров образования карбидов в кориуме и их влияния на перемещение расплава / В. И. Супрунов // Сборник трудов 6-ой Международной конференции «Ядерная и радиационная физика», Алматы, 4-7 июня 2007. – Алматы: ИЯФ НЯЦ РК, 2007. – С. 316-321.

87. Исследование в обоснование безопасности водоохлаждаемых энергетических реакторов на тепловых нейтронах: промежуточный отчет по программе «НТП-Развитие», №0101РК00102 / А. С. Акаев, В. В. Бакланов, Ю. С. Васильев, В. А. Зуев, В. С. Жданов, В. И. Игнашев, А. А. Колодешников, Е. В. Малышева, А. В. Микиша, В. И. Супрунов и др. // Курчатов: ИАЭ НЯЦ РК, 2003. – 48 с.

88. Жданов, В. С. Взаимодействие расплава активной зоны с материалами реакторной установки в проблеме тяжелой аварии ВВЭР: дис. канд. техн. наук: 05.14.03 / Жданов Владимир Семенович. – Санкт-Петербург, 2008. – 162 с.

89. Бакланов В.В., Скаков М.К., Жданов В.С., Кукушкин И.М., Курбанбеков Ш.Р. Способ нанесения защитного барьерного покрытия из карбида циркония на внутреннюю поверхность графитового тигля. – Инновационный патент РК на изобретение №30667, бюлл. №12 (I), опубл. 15.12.2015.

90. Жданов, В. С. Экспериментальное изучение способов ограничения взаимодействия компонентов кориума с углеродом / В.С. Жданов, В.В. Бакланов, Е.В. Малышева // Вестник НЯЦ РК. – 2004. – Вып. 1. – С. 75-86.

91. Котельников, Р. Б. Особотугоплавкие элементы и соединения. Справочник / Р. Б. Котельников, С. Н. Башлыков, З. Г. Галиакбаров, А. И. Каштанов. – М.: Металлургия, 1969. – 219 с.

92. Plevacova, K. 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. – V. 414. – P. 23-31.

93. Русин, С. П. Тепловое излучение полостей / С. П. Русин, В. Э. Пелецкий. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 152 с.
94. Гордов, А. Н. Основы температурных измерений / А. Н. Гордов, О. М. Жагулло, А. Г. Иванова. – М.: Энергоатомиздат, 1992. – 304 с.
95. Гордов, А. Н. Основы пирометрии / А. Н. Гордов. – 2-е изд. – М.: Металлургия, 1971. – 342 с.
96. Островский, В. С. Искусственный графит / В. С. Островский, Ю. С. Виргильев, В. И. Костиков, Н. Н. Шипков. – М.: Металлургия, 1986. – 272 с.
97. Experimental study of the processes at the corium melt retention in the reactor pressure vessel (INVECOR) / Final Project Technical Report, # K-1265, p.136// [Электронный ресурс]. – Режим доступа: https://www.iam.kit.edu/wpt/downloads/cegsam/Final%20Technical%20Report%20K-1265%20_e_.pdf.
98. ICTS project #K-1265 INVECOR (IN-VEssel Corium Retention in accident of water reactor) [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://istc.int/en/project/DA8802253C138C29C3257052005303CF>. – свободный. – Загл. с экрана.
99. Свенчанский, А. Д. Электрические промышленные печи: дуговые печи и установки специального нагрева / А. Д. Свенчанский, И. Т. Жердев, А. М. Кручинин и др.; под ред. А. Д. Свенчанского. – М.: Энергоиздат, 1981. – 295 с.
100. Электротермическое оборудование: справочник; под общ. ред. А. П. Альтгаузена. – М.: Энергия, 1980. – 426 с.
101. Гутман, М. Б. Электрические печи сопротивления и дуговые печи / М. Б. Гутман, Л. С. Кацевич, М. С. Лейканд и др.; под ред. М.Б. Гутмана. – М.: Энергоиздат, 1983. – 360 с.
102. Микулинский, А. С. О возможности применения плазменного нагрева для рудовосстановительных процессов / А. С. Микулинский, Ю. М. Власов, Л. А. Мальцев // Исследования в области промышленного электронагрева, (Труды ВНИИЭТО). – М.: Энергия, 1976. – Вып. 8. – С.95-97.
103. Слухоцкий, А. Е. Установки индукционного нагрева: учебное пособие для вузов / А. Е. Слухоцкий, В. С. Немков, Н. А. Павлов, А. В. Бамунэр; под. ред.

А.Е. Слухоцкого. – Л.: Энергоиздат, Ленинградское отд-е, 1981. – 328 с.

104. Gaus-Liu, X. In-vessel melt pool coolibility test—Description and results of LIVE experiments / X. Gaus-Liu, A. Miassoedov, T. Cron, T. Wenz // Nuclear Engineering and Design. Volume 240, Issue 11, November 2010, P. 3898–3903.

105. 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.– Вып. 1. – С. 55-65.

106. 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. – Т. 57. – С. 230-235.

107. Скаков М.К., Бакланов В.В., Жданов В.С., Батырбеков Э.Г., Колодешников А.А., Кукушкин И.М., Курбанбеков Ш.Р., Коянбаев Е.Т., Бакланов С.В. Способ получения высокотемпературного эрозионностойкого защитного покрытия на основе карбида циркония на внешней поверхности плазмотронного нагревателя. – Инновационный патент РК на изобретение №30668, бюлл. №12 (I), опубл. 15.12.2015.

108. Baklanov, V.V. Development of the technique to simulate residual heading corium prototype [Electronic resource] / V. V. Baklanov, A. V. Gradoboev, V. S. Zhdanov // Applied Mechanics and Materials: scientific journal. – 2015. – V. 770: Urgent problems of up-to-date mechanical engineering. – P. 130-136.

109. 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.

110. Чиркин, В. С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В. С. Чиркин. – М.: Атомиздат, 1968. – 485 с.

111. Zhdanov, V. Study of the processes of corium-melt retention in the reactor pressure vessel (INVECOR) / Zhdanov V., Baklanov V. et al. // Proceedings of ICAPP'11 congress, Nice, France, May 2-5, 2011. – Nice, 2011. – Paper 11375.

112. Baklanov, V. Experimental study of the processes at the corium melt retention in the reactor pressure vessel (INVECOR) / V. Baklanov, V. Zhdanov, E. Malysheva // Proc. of 5th Eurasian Conference on Nuclear Sciences and its Application, Ankara, Turkey, October 14-17, 2008. – Ankara, 2008. – P. 14.

113. Звонарев, Ю. А. Расчетный анализ удержания расплавленной активной зоны в корпусе реактора при тяжелых авариях на АЭС с ВВЭР / Ю. А. Звонарев, М. А. Будаев, А. М. Волчек, В. А. Горбаев, В. Н. Загрязкин, Н. П. Киселев, В. Л. Кобзарь, А. В. Конобеев, Д. Ф. Цуриков // Сборник докладов 7-й международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», г. Подольск, Россия, 17-20 мая 2011. – Подольск: ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2011. – С.1-18.

114. Bonnet, J. M. Large Scale Experiments for Core Melt Retention / J. M. Bonnet, S. Rouge, J. M. Seiler // Materials of the OECD/CSNI/NEA Workshop on large molten pool heat transfer, Grenoble, France, March 9-11, 1994. – Grenoble, 1994. – P. 503-512.

115. Nagasaka, H. COTELS project (3): ex-vessel debris cooling tests / H. Nagasaka, M. Kato, I. Sakaki, Yu. Vasilyev, A. Kolodeshnikov, V. Zhdanov // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Karlsruhe, November 15-18, 1999.– Karlsruhe, 2000.– P. 302-308.

116. Чигарев, А. В. ANSYS для инженеров: справ. пособие / А. В. Чигарев, А. С. Кравчук, А. Ф. Смалюк. – М.: Машиностроение-1, 2004. – 512 с.

117. Грановский, В. С. Экспериментальное определение критических тепловых потоков при наружном охлаждении корпуса реактора / В. С. Грановский, В. К. Ефимов, О. Д. Черный // Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР, Труды международной конференции «Теплофизика – 95», Обнинск, Россия, ноябрь 21-24, 1995. – Обнинск, 1995. – Т. 1. – С. 190-195.

118. Behavior of the corium melt pool in LWR lower head with external cooling: RASPLAV final report / V. G. Asmolov, S. S. Abalin, V. F. Strizhov, Yu. G. Degaltsev, O. Ya. Shah // Moscow: Russian Research Center “Kurchatov Institute”, 2000.

119. Асмолов, В. Г. Термодинамика U-Zr-Fe-O-расплавов / В. Г. Асмолов,

В. Н. Загрязкин, Д. Ф. Цуриков // Теплофизика высоких температур. – 2007. – Т. 45. – № 3. – С. 347-354.

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

121. Fichot, F. Some consequences of material interactions for in-vessel melt retention / F. Fichot, L. Carenini // Proceedings of ICAPP 2015, Nice, France, May 03-06, 2015. – Nice, 2015. – Paper 15422.

122. Бакланов, В.В. Влияние состава и структуры кориума на его теплофизические свойства / В.В. Бакланов, И.И. Дерявко, И.М. Кукушкин, Н.Е. Мухамедов, М.К. Скаков // Тезисы VII Междунар. конф. «Семипалатинский испытательный полигон. Радиационное наследие и перспективы развития, Курчатов, 21-23 сент. 2016 г.» – Павлодар, Дом Печати, 2016, с. 143-144.

123. Nagasaka, H. COTELS project (1): overview of project to study FCI and MCCI during a severe accident / H. Nagasaka, M. Kato, I. Sakaki, Yu. Vasilyev, A. Kolodeshnikov, V. Zhdanov, V. Zuev // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Karlsruhe, November 15-18, 1999.– Karlsruhe, 2000.– P. 285-292.

124. Nagasaka, H. COTELS project (2): fuel coolant interaction tests under ex-vessel conditions / H. Nagasaka, M. Kato, I. Sakaki, Yu. Vasilyev, A. Kolodeshnikov, V. Zhdanov // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Karlsruhe, November 15-18, 1999.– Karlsruhe, 2000.– P. 293-300.

125. Nagasaka, H. COTELS Project (4): Structural Investigation of Solidified Debris in MCCI / H. Nagasaka, I. Sakaki, Yu. Vasilyev, A. Kolodeshnikov, V. Zhdanov // Proceeding of OECD Workshop on ex-vessel, debris coolability, Karlsruhe, November 15-18, 1999.– Karlsruhe, 2000.– P. 309-316.

126. Bechta, S. Progress Report on the ISTC project #3592 “Investigation of corium melt interaction with NPP reactor vessel steel” (METCOR-P) / S. Bechta // 17th CEG-SAM meeting, Madrid, Spain, March 29-31, 2010. – Madrid, 2010. – P. 1-41.

127. Бакланов, В. В. Исследования взаимодействия кориума со стенкой модели корпуса реактора / В. В. Бакланов, А. В. Градобоев, Е. Т. Коянбаев, Е. Е.

Сапатаев, Е. А. Кожухметов // Сборник тезисов докладов VI школы-конференции молодых атомщиков Сибири, Томск, Россия, 14-16 Октября 2015. – Томск, 2015. – С. 47.

128. Калинин, Б.А. ФИЗИЧЕСКОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ: Учебник для вузов: В 6 т. /Под общей ред. Б.А. Калина. ISBN 978-5-7262-0821-3. Том 5. МАТЕРИАЛЫ С ЗАДААННЫМИ СВОЙСТВАМИ/ М.И. Алымов, Г.Н. Елманов, Б.А. Калинин, А.Н. Калашников, В.В. Нечаев, А.А. Полянский, И.И. Чернов, Я.И. Штромбах, А.В. Шульга. – М.: МИФИ, 2008. – С. 672.

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

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

Приложение А

КАЗАХСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ
ЭНЕРГЕТИКА МИНИСТРЛІГІ
«КАЗАХСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ
ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫ»
шаруашылық жұргізу құқығындағы
Республикалық мемлекеттік қосілорнаныан
«АТОМ ЭНЕРГИЯСЫ ИНСТИТУТЫ»
фирмалы



МИНИСТЕРСТВО ЭНЕРГЕТИКИ
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН
Фирма
«ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ»
Республиканского государственного предприятия
на праве хозяйственного ведения
«НАЦИОНАЛЬНЫЙ ЯДЕРНЫЙ ЦЕНТР
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН»

071100, Алматы Республикасы, ШҚО,
Курчатов көшесі, Қосілорнаныан ашасы, 10
телефон: (722-51) 2-33-49, тел. факс: (722-51) 2-31-23
Е-mail: IAE@NNSC.KZ

071100, Республика Казахстан, ВКО,
г. Курчатов, ул. Косилорнаныан, 10
телефон: (722-51) 2-33-49, 2-32-02, тел. факс: (722-51) 2-31-23
E-mail: IAE@NNSC.KZ

04.04. 2019 № ДЭ-ВОО-18/447

На № _____ от _____

«УТВЕРЖДАЮ»

Заместитель генерального директора
РГП «НЯЦ РК» по науке, д.ф.-м.н.,
проф., акад. КазНАЕН



М.К. Скаков




АКТ ВНЕДРЕНИЯ

Комиссия в составе Колодешникова Александра Александровича, заместителя директора по ядерным технологиям, Вурима Александра Давидовича, заместителя директора по испытаниям, к.ф.-м.н., и Дерявко Ильи Ильича, ученого секретаря, к.т.н., рассмотрев результаты диссертационной работы Бакланова Виктора Владимировича «Взаимодействие кориума с корпусом водо-водяного энергетического реактора при тяжелой аварии», представленной на соискание ученой степени кандидата технических наук по специальности 01.04.07 «Физика конденсированного состояния», составила настоящий акт о том, что:

1. Результаты экспериментальных исследований автора используются в институте при проведении крупномасштабных экспериментов по моделированию физических и физико-химических процессов, протекающих внутри силового корпуса легководного реактора при тяжелой аварии.

2. В исследовательскую практику лаборатории испытаний конструкционных и топливных материалов института внедрены аппаратурно-методические разработки автора по проведению маломасштабных экспериментов на стенде ВЧГ-135.

3. На установке ЛАВА-Б, с целью обеспечения имитации остаточного энерговыделения в прототипе кориума, внедрена разработанная автором технология нанесения защитного покрытия на графитовые поверхности плазматронов, находящихся в контакте с расплавом прототипа кориума.

 А.А. Колодешников
 А.Д. Вурим
 И.И. Дерявко

Приложение Б



(19) **МИНИСТЕРСТВО ЮСТИЦИИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН**

(12) **ИННОВАЦИОННЫЙ ПАТЕНТ**

(11) **№ 30667**

НА ИЗОБРЕТЕНИЕ

(54) **НАЗВАНИЕ:** Способ нанесения защитного барьерного покрытия из карбида циркония на внутреннюю поверхность графитового тигля

(73) **ПАТЕНТООБЛАДАТЕЛЬ:** Республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения "Национальный ядерный центр Республики Казахстан" Комитета по атомной энергии Министерства индустрии и новых технологий Республики Казахстан

(72) **АВТОР (АВТОРЫ):** Бакланов Виктор Владимирович (KZ); Скаков Мажын Канапинович (KZ); Жданов Владимир Семенович (RU); Кукушкин Иван Михайлович (KZ); Курбанбеков Шерзод Рустамбекович (KZ)

(21) Заявка № 2014/1099.1

(22) Дата подачи заявки 18.08.2014

Зарегистрировано в Государственном реестре изобретений Республики Казахстан 18.11.2015г.

Действие инновационного патента распространяется на всю территорию Республики Казахстан при условии своевременной оплаты поддержания инновационного патента в силе.

Заместитель министра юстиции
Республики Казахстан

Э. Азимова

Сведения о внесении изменений приводятся на отдельном листе в виде приложения к настоящему инновационному патенту

ПРИЛОЖЕНИЕ Б (продолжение)



МИНИСТЕРСТВО ЮСТИЦИИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

УДОСТОВЕРЕНИЕ АВТОРА

№ 90817

Настоящим удостоверяется, что Бакланов Виктор Владимирович (KZ)

*и Скаков Мажын Канапинович (KZ); Жданов Владимир Семенович (RU);
Кукушкин Иван Михайлович (KZ); Курбанбеков Шерзод
Рустамбекович (KZ)*

является(ются) автором(ами) изобретения

(11) 30667

(54) Способ нанесения защитного барьерного покрытия из карбида циркония на внутреннюю поверхность графитового тигля

(73) *Патентообладатель:* Республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения "Национальный ядерный центр Республики Казахстан" Комитета по атомной энергии Министерства индустрии и новых технологий Республики Казахстан

(21) 2014/1099.1

(22) 18.08.2014

Заместитель министра юстиции
Республики Казахстан

Э. Азимова

ПРИЛОЖЕНИЕ Б (продолжение)



(19) **МИНИСТЕРСТВО ЮСТИЦИИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН**

(12) **ИННОВАЦИОННЫЙ ПАТЕНТ**

(11) **№ 30668**

НА ИЗОБРЕТЕНИЕ

(54) **НАЗВАНИЕ:** Способ получения высокотемпературного эрозионностойкого защитного покрытия на основе карбида циркония на внешней поверхности плазмотронного нагревателя

(73) **ПАТЕНТООБЛАДАТЕЛЬ:** Республиканское государственное предприятие на праве хозяйственного ведения "Национальный ядерный центр Республики Казахстан" Комитета по атомной энергии Министерства индустрии и новых технологий Республики Казахстан

(72) **АВТОР (АВТОРЫ):** Скаков Мажын Канапинович (KZ); Бакланов Виктор Владимирович (KZ); Жданов Владимир Семенович (RU); Батырбеков Эрлан Гадлетович (KZ); Колодешников Александр Александрович (KZ); Кукушкин Иван Михайлович (KZ); Курбанбеков Шерзод Рустамбекович (KZ); Коянбаев Ерболат Тайтолеуович (KZ); Бакланов Сергей Владимирович (KZ)

(21) Заявка № 2014/1778.1

(22) Дата подачи заявки 02.12.2014

Зарегистрировано в Государственном реестре изобретений Республики Казахстан 18.11.2015г.

Действие инновационного патента распространяется на всю территорию Республики Казахстан при условии своевременной оплаты поддержания инновационного патента в силе.

Заместитель министра юстиции
Республики Казахстан

Э. Азимова

Сведения о внесении изменений приводятся на отдельном листе в виде приложения к настоящему инновационному патенту

ПРИЛОЖЕНИЕ Б (продолжение)



МИНИСТЕРСТВО ЮСТИЦИИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

УДОСТОВЕРЕНИЕ АВТОРА

№ 90823

Настоящим удостоверяется, что Бакланов Виктор Владимирович (KZ)

и Скаков Мажын Канапинович (KZ); Жданов Владимир Семенович (RU);
Батырбеков Эрлан Гадлетович (KZ); Колодешников Александр
Александрович (KZ); Кукушкин Иван Михайлович (KZ); Курбанбеков
Шерзод Рустамбекович (KZ); Коянбаев Ерболат Тайтолеуович (KZ);
Бакланов Сергей Владимирович (KZ)

является(ются) автором(ами) изобретения

(11) 30668

(54) Способ получения высокотемпературного эрозионностойкого
защитного покрытия на основе карбида циркония на внешней поверхности
плазмотронного нагревателя

(73) *Патентообладатель:* Республиканское государственное предприятие
на праве хозяйственного ведения "Национальный ядерный центр
Республики Казахстан" Комитета по атомной энергии Министерства
индустрии и новых технологий Республики Казахстан

(21) 2014/1778.1

(22) 02.12.2014

Заместитель министра юстиции
Республики Казахстан

Э. Азимова

Приложение В



EUROPEAN COMMISSION
 DIRECTORATE-GENERAL
 JOINT RESEARCH CENTRE
 Directorate E - Institute for Transuranium Elements
 Safety of Irradiated Nuclear Materials

Karlsruhe, 27/11/2015

Dr. Mazhyn Skakov
 Deputy R&D Director General,
 Institute of Atomic Energy
 Branch of the RSE NNC RK
 10 Krasnoarmeiskaya Street
 Kurchatov, VKO
 071100, Kazakhstan
 E-mail: iae@nnc.kz

Subject: Technique development and equipment design for studying interaction between the nuclear materials under severe accidents (carried out as part of the Project ISTC K 1265 on In-Vessel Corium Retention)

I am writing in support of Viktor Baklanov, a Candidate for a PhD in Engineering Science. The thesis is prepared from results obtained from the INVECOR project using the large scale LAVA-B facility at the National Nuclear Centre in Kurchatov, Republic of Kazakhstan. The project when presented to the CEG-SAM (Contact Expert Group - Severe Accidents and Management) committee at GRS, Köln on 16th February 2005, was very positively evaluated by the CEG-SAM and it was awarded full funding by the ISTC Governing Board in July 2005.

The investigation has provided very valuable experimental data on the corium interactions with the reactor vessel. This data has also been used to improve the modelling of these interactions. This was also linked to the METCOR project examining corium steel interactions with steel in a small scale test. INVECOR could particularly (in comparison to a parallel project METCOR) examine the interactions in a large scale 3-D geometry and specifically show the effects that are not revealed under 2D geometry. The results thus enabled validation of their models against true prototypical corium.

In ITU, we also remain interested in the experimental aspects of this project, particularly corium pool properties and their influence on fission product behaviour. ITU is continuing to undertake corium melting point determinations as well as cladding melt/fuel interactions. We followed the project for its full time both as members of the CEG-SAM and as members of the INVECOR project steering committee.

We were impressed by the high level of technology used by NNC; an example is the generation of the decay heat in the reactor vessel lower head by means of plasmatrons. Another strength of the INVECOR project was the international collaboration with other steering committee members (eg. KIT Karlsruhe, Campus Nord - then FZK, and CEA

ПРИЛОЖЕНИЕ В (продолжение)

Cadarache) and other leading Russian Institutes (such as NITI, Sosnovy bor). NITI assisted with the modelling of the results.

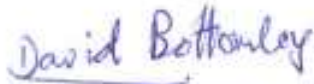
INVECOR findings were presented at the ICAPP 2011 International Symposium that took place in Nice, France from 2 to 5 May, 2011.

Mr. Baklanov displayed an excellent work capacity in carrying out very difficult experiments under extreme conditions, and in time with the project's schedule. He was able to present the results in a clear and precise manner at the regular progress meetings. In addition, both the Candidate and Project Manager were responsive during the project and were able to propose improved test series as results were regularly discussed and evaluated by the Steering Committee. This enabled the optimum series of experiments, with the maximum of information to be performed and to exploit the combined experience of the Steering Committee. The principal findings, especially of the splash behaviour of corium and its localised interaction at the pour impact point as well as the finding of many sub-oxidic compounds being formed will be a benefit for all reactor safety in both Eastern and Western Europe.

We are very happy to have been able to participate in such a valuable project.

For Russian & Kazakhstan scientists this project will have the advantage of an international dissemination of their results, and the collaboration will enable a much broader application of the results and a more valuable assessment of the data.

Yours sincerely,



D. Bottomley
Senior Scientific Officer
JRC-ITU – Safety of Irradiated Nuclear Materials Unit

ПРИЛОЖЕНИЕ В (продолжение)



EUROPEAN COMMISSION
 DIRECTORATE-GENERAL
 JOINT RESEARCH CENTRE
 Directorate E - Institute for Transuranium Elements
 Safety of Irradiated Nuclear Materials

Карлсруэ, 27/11/2015

Д-ру Скакову М.К.
 Заместителю генерального директора по науке -
 Руководителю филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК
 Казахстан, 071100,
 ВКО, г. Курчатов
 Ул. Красноармейская 10
 E-mail: iae@nnc.kz

Разработка методики и оборудования для изучения процесса взаимодействия ядерных материалов в условиях тяжелых аварий (работы проводились в рамках проекта МНТЦ № К 1265 «Внутрикорпусное удержание корнума»)

Я пишу в поддержку кандидата технических наук, Бакланова Виктора. Кандидатская работа выполнена на основе результатов, полученных по проекту INVECOR, исследования проводились на крупномасштабной установке «ЛАВА-Б» в Национальном ядерном центре Республики Казахстан г. Курчатов.

Настоящий проект был представлен на рассмотрение Контактной экспертной группе по управлению тяжелыми авариями (CEG-SAM) на встрече GRS, которая состоялась 16-го февраля 2005 года в г. Кёльн и получил положительную оценку экспертов, после чего, по рекомендации Совета управляющих МНТЦ, в июле 2005 года данный проект получил финансовую поддержку.

Благодаря проведенным исследованиям, были получены ценные экспериментальные данные по взаимодействию корнума с корпусом реактора. Полученные данные в дальнейшем были использованы для усовершенствования расчетных кодов для моделирования тяжелых аварий на АЭС. Данная работа тесно переплетена с работами, выполняемыми в рамках проекта METCOR, который направлен на изучение взаимодействия корнума со сталью в маломасштабных экспериментах. В проекте INVECOR была предусмотрена возможность частичного исследования различных сценариев взаимодействия в крупномасштабной 3D геометрии (по сравнению с от проектом METCOR), а также возможность детального рассмотрения некоторых эффектов, которые не просматриваются в 2D геометрии. При этом результаты, полученные на натуральном прототипе корнума, позволили провести валидацию расчетной модели.

Институт трансураниевых элементов (ITU) по-прежнему заинтересован в экспериментальных аспектах настоящего проекта, в частности, в изучении свойств бассейна корнума и его влияния на поведение продуктов деления. Научные сотрудники нашего института продолжают работать над определением точки плавления корнума и исследованием взаимодействия расплава оболочки с топливом. Мы следили за проектом INVECOR на протяжении всего времени как члены группы CEG-SAM, а также как члены руководящего комитета проекта.

ПРИЛОЖЕНИЕ В (продолжение)

Мы были приятно удивлены высоким уровнем технологий, используемых в НЯЦ РК, таких как, например, моделирование остаточного тепловыделения в донной части корпуса реактора при помощи плазматронов. Еще одной сильной стороной проекта INVECOR является международное сотрудничество с другими членами руководящего комитета (KIT (Карлсруэ), FZK (прежде Campus Nord), а также CEA (Кадараш)) и ведущим российским институтом НИТИ (Сосновый Бор). НИТИ оказывал поддержку в моделировании полученных результатов.

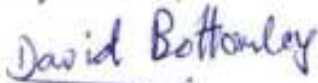
Результаты проекта INVECOR были представлены общественности на международном симпозиуме ICAPP 2011, который проходил с 2 по 5 мая 2011 года в г. Ницце, Франция.

Г-н Бакланов проявил высокую работоспособность в проведении сложных экспериментов в экстремальных условиях, что способствовало своевременному выполнению проекта. На регулярных рабочих встречах он представлял результаты работ в ясной и четкой форме. Кроме того, наряду с руководителем проекта, г-н Бакланов, как ответственный исполнитель, на протяжении всего времени проявил себя как специалист, который в любой момент мог доработать условия экспериментов, в соответствии с результатами обсуждения с руководящим комитетом. Все это создало максимально благоприятные условия для проведения серии экспериментов, своевременность предоставляемой информацией и эффективное использование опыта комитета. Полученные результаты, в частности, по разбрызгиванию корнума, его локальному взаимодействию в точках затвердевания и, как следствие, образованию субокисленных соединений, несомненно являются огромным вкладом в развитие безопасности ядерных реакторов в Восточной и Западной Европе.

Мы очень рады, что имели возможность принимать участие в таком ценном проекте.

Как для российских, так и для казахстанских ученых, этот проект будет играть важную роль при распространении результатов в мировое сообщество, послужит рычагом для сотрудничества, широкого применения результатов и их оценки.

С уважением,



D. Bottomley

Старший научный сотрудник
JRC-ITU - Safety of Irradiated