



НИИАР
РОСАТОМ



АИР



**XI Всероссийская молодежная конференция
«НАУЧНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ
РАЗРАБОТКИ В ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНЫХ
ТЕХНОЛОГИЙ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ»**

г. Димитровград, 17–21 апреля 2023 г.

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2023



ГОСУДАРСТВЕННАЯ КОРПОРАЦИЯ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
«РОСАТОМ»

Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

XI ВСЕРОССИЙСКАЯ МОЛОДЁЖНАЯ КОНФЕРЕНЦИЯ

**«Научные исследования и технологические разработки
в обеспечение развития ядерных технологий
нового поколения»**

(г. Димитровград, 17–21 апреля 2023 г.)

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Димитровград
2023

УДК 621.039(063)

ГРНТИ 58.01.13

ББК 31.4

XI Всероссийская молодёжная конференция «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», г. Димитровград, 17–21 апреля 2023 г.: тезисы докладов [Электронный ресурс]. — Электронные текстовые данные (~3,5 Мб). — Димитровград: АО «ГНЦ НИИАР», 2023. — 129 с. — 1 электронный оптический диск (CD-ROM); 12 см. — Системные требования: PC не ниже класса Pentium III; 512 Мб RAM; свободное место на HDD 35 Мб; Windows 95/98/XP/7/8; Adobe Acrobat Reader; дисковод CD-ROM 2x и выше; мышь. — Заглавие с титульного экрана.

Сборник содержит тезисы докладов, представленных на XI Всероссийской молодёжной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения», проходившей 17–21 апреля 2023 года в городе Димитровграде Ульяновской области. В сборнике, предназначенном для специалистов в области ядерных технологий, представлены тезисы докладов следующей тематики:

- ◆ физика, техника, облучательные технологии и безопасность ядерных реакторов;
- ◆ реакторное материаловедение и технологии;
- ◆ радиохимические технологии;
- ◆ нуклидные технологии.

Тезисы докладов опубликованы в авторской редакции.

- © Акционерное общество
«Государственный научный центр —
Научно-исследовательский институт
атомных реакторов»
(АО «ГНЦ НИИАР»), 2023
- © Авторы, 2023

ISBN 978-5-94831-208-8

**ФИЗИКА, ТЕХНИКА,
ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ
И БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

ИСПЫТАНИЯ В РЕАКТОРЕ СМ ТОПЛИВНЫХ КОМПАКТОВ С МИКРОСФЕРИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ ДЛЯ РЕАКТОРА ВТГР

А.Л. Ижутов, Н.К. Калинина, М.С. Каплина,
Н.Ю. Марихин, В.С. Моисеев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одним из инновационных проектов реакторов 4-го поколения является высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР), который способен вырабатывать тепло с температурой до 950-1000 °С, что позволяет получать водород и другие полезные продукты без выбросов CO₂. Для промышленного внедрения реакторов ВТГР в 2030-х годах необходимо проделать комплекс работ как в обоснование надежности эксплуатации реактора, так и исследование новых конструкционных и топливных материалов. Отличительная особенность ВТГР – использование микротвэлов (МТ), диспергированных в графитовой матрице – топливном компакте (ТК). МТ представляет собой микрочастицу ядерного топлива, покрытую защитными керамическими оболочками. Определение работоспособности МТ при эксплуатации в проектируемом ВТГР атомной энерготехнологической станции является одним из важных этапов работы.

В работе исследуются ТК с МТ произведенные по лабораторной технологии ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ». Разработан комплекс мероприятий для проведения качественного и количественного анализа выхода газообразных продуктов деления (ГПД) из микросферического топлива для ВТГР в ячейках отражателя реактора СМ, в составе двух ампульных облучательных устройств (ОУ).

В 2022 году были начаты испытания ТК с МТ для ВТГР. Испытания ТК проходят в среде гелия при температуре до 1300 °С. В каждом ОУ установлены капсулы с ТК. Для получения информации о качественном и количественном составе газа из полости капсулы с определенной периодичностью производится отбор проб с использованием аналитического аэрозольного фильтра (АФА) и сосуд Маринелли, которые передаются для проведения анализа на гамма-спектрометр. В ходе эксперимента определяется расчётная активность всех образующихся в МТ изотопов и их естественный распад, учитывая образование нуклидов в процессе радиоактивного распада ядер-предшественников в цепочках радиоактивного распада в моменты измерения активности проб. По расчётным и измеренным активностям определяется доля вышедших ГПД из МТ, что косвенно указывает о степени целостности керамических покрытий микротвэлов.

Данный методический подход в настоящее время отрабатывается, получены первые результаты: анализ выхода продуктов деления из МТ в ходе реакторных испытаний ТК, свидетельствует, что во всех пробах относительная доля ПД, обнаруженная в измеряемом объёме, не превышает $1,7 \cdot 10^{-6}$. Активность газовых проб за период с начала облучения находится в пределах $7,8 \times 10^4$ – $1,4 \times 10^6$ Бк. Повышение активности проб не наблюдается. Накопленные за все время облучения экспериментальные данные позволят проанализировать динамику выхода ГПД и отметить момент начала ускорения накопления дефектов в их защитных слоях.

РАЗРАБОТКА МЕТОДОВ ПРОВЕДЕНИЯ АМПУЛЬНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ АМПУЛЬНОГО ОБЛУЧЕНИЯ ОПЫТНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРАХ

В.Ю. Куканов, А.А. Седов, П.С. Поляков

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

Рассматривается задача разработки имитационной модели рабочей зоны ампульного устройства с легководным теплоносителем сверхкритического давления (АУ – СКД) в программном комплексе ANSYS CFX 14.0. Целью исследований является расчет распределения полей скорости и температур теплоносителя, а также температур нагревательных элементов. Результаты данного моделирования необходимы для дальнейшего планирования теплотехнического эксперимента с АУ – СКД с электрическим нагревом.

АУ – СКД представляет собой герметичную цилиндрическую ампулу, наполненную водой, с аксиально расположенными медными электродами, подводщими ток к имитатору опытного твэла сверху и снизу. В конструкции устройства предусмотрено наличие штуцера для заполнения инертным газом пространства над теплоносителем для компенсации расширения легководного теплоносителя. Кабели термодпар для измерения температуры нагревательных секций и датчика давления в ампуле проходят через специальные гермовводы боковых фланцев ампульного устройства. Каждая нагревательная секция, длиной 100 мм, разбита на 4 элемента длиной 25 мм для удобства монтажа конструкции. Давление теплоносителя внутри ампулы – 27,5 МПа. Эскиз конструкции АУ – СКД показан на рисунке 1 (а). В устройстве предусмотрено водяное охлаждение наружной стороны корпуса ампулы омывающей его водой низкого давления.

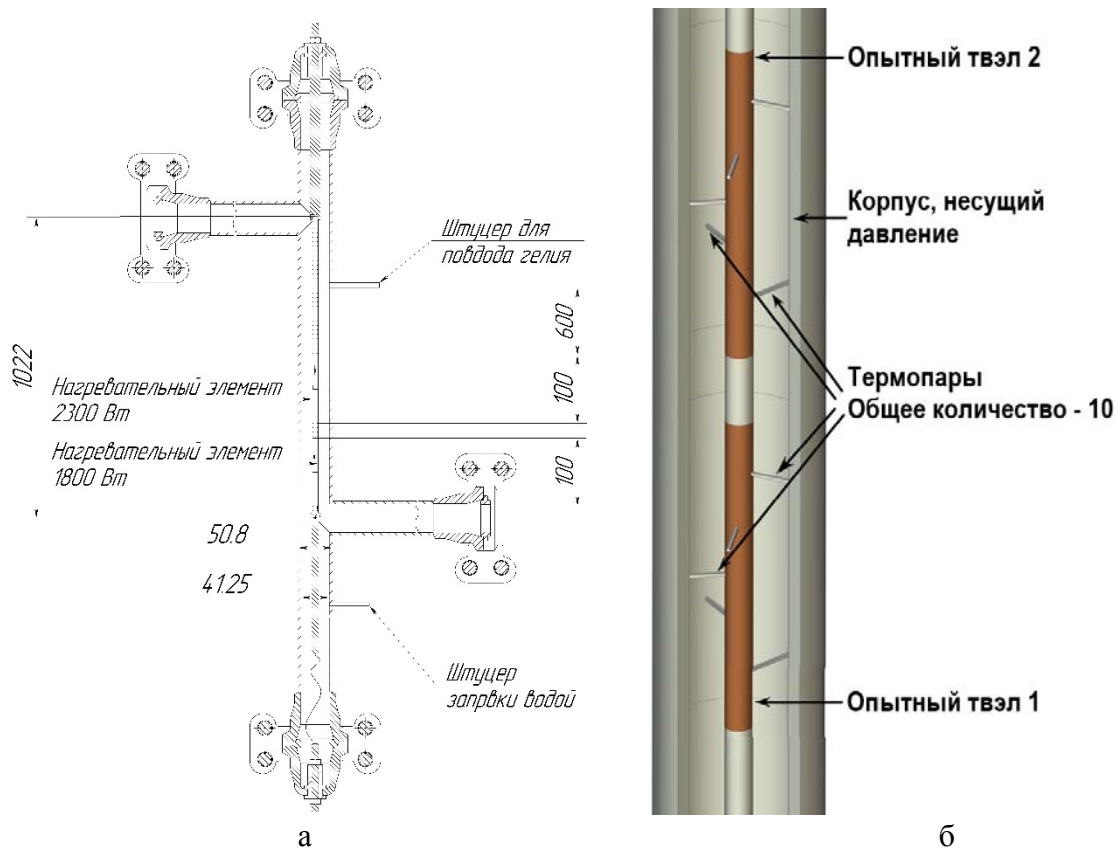


Рисунок 1. Конструкция АУ – СКД (а), упрощенная геометрическая модель рабочей зоны АУ – СКД (б)

Для проведения численного моделирования работы АУ-СКД была разработана упрощенная геометрическая модель (рисунок 1(б)) в виде цилиндрического участка.

В модели учитывается наличие термопар квадратного сечения с пятном контакта в 1 мм^2 . Величина скорости движения теплоносителя в ампуле позволяет использовать ламинарную модель течения.

Структурированная расчетная сетка была построена в подпрограмме ANSYS ICEM CFD. Сетка задана неравномерной со сгущением ко внешней стенке и внутреннему медному электроду с нагревателями. Толщина пристеночного элемента – 10^{-6} м. Итоговое число расчетных ячеек составило около 40 млн.

По составленной модели рабочей зоны был проведен расчет гидродинамики водяного флюида и температур конструкций АУ – СКД. Получены радиальные распределения проекции скорости теплоносителя на ось Z и температуры теплоносителя. Кроме этого получены распределения температуры поверхности медного электрода и нагревательных участков. Наличие термопар в СКД среде вызывает изменения в движении потока, вследствие чего движение теплоносителя в ампуле не симметрично, то есть отсутствует угловая симметрия. Наличие термопар так же вносит возмущения в тепловой поток на поверхности нагревателей, в связи с чем в точке измерения температура оказывается ниже фактической. Результаты данной работы будут учтены при планировании теплотехнического эксперимента с АУ – СКД с электрическим нагревом.

ОСНОВНЫЕ ЗАДАЧИ МНОГОЦЕЛЕВОГО ТЕСТОВОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА, ОХЛАЖДАЕМОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ

А.С. Лапин, В.Ю. Бландинский, А.А. Седов

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

В докладе рассматривается концепция многоцелевого исследовательского реактора, охлаждаемого водой со сверхкритическими параметрами (МТИР-СКД). Основными целями создания данного реактора является проведение реакторных исследований в обоснование выбора условий эксплуатации энергетического реактора ВВЭР-СКД, использующего в качестве теплоносителя воду со сверхкритическими параметрами в быстром спектре нейтронов, проведение комплекса исследовательских работ по облучению конструкционных и топливных материалов, а также петлевых реакторных экспериментов по моделированию динамического поведения опытных твэлов в переходных и аварийных режимах.

Для реактора МТИР-СКД одновременно предъявляются сразу два требования. На первой стадии эксплуатации ввиду отсутствия референции работы реакторных установок со сверхкритическим водяным теплоносителем МТИР должен эксплуатироваться как экспериментальный реактор. Затем, после изучения и экспериментального подтверждения на практике основных положений, закладываемых при проектировании энергетического реактора ВВЭР-СКД, определении пределов нормальной эксплуатации и выбора режимов его эксплуатации, МТИР должен использоваться как источник нейтронов для проведения экспериментов в реакторных ячейках и петлевых каналах. В них должна быть предусмотрена возможность достижения максимальных линейных нагрузок, характерных для энергетического реактора ВВЭР-СКД и превышающих их, при работе топлива МТИР-СКД в пределах нормальной эксплуатации.

Выбор основных параметров реактора МТИР-СКД осуществлялся исходя из представительности получаемых в его зоне драйвера, петлевых каналах нейтронно-физических характеристик для обоснования основных положений, закладываемых при проектировании энергетического реактора ВВЭР-СКД:

1. Воспроизведение основных рабочих параметров энергетического реактора ВВЭР-СКД;
2. Воспроизведение основных физических эффектов и явлений энергетического ВВЭР-СКД;
3. Возможность эффективного облучения конструкционных материалов для направления ВВЭР-СКД;
4. Возможность проведения ресурсных и предельных испытаний.

При определении данных характеристик принималось во внимание, что они определяются размерами активной зоны (ее объемом), топливным составом, а также спектром нейтронов. Сам же реактор в зависимости от этапа эксплуатации или от целей конкретного эксперимента может работать на различных уровнях мощности. Основные характеристики МТИР-СКД для различных вариантов представлены в таблице 1.

Таблица 1 – Основные характеристики различных вариантов МТИР-СКД

Параметр	Варианты МТИР-СКД		
	1	2	3
Установленная мощность, МВт	10	30	100
Объем активной зоны, л	50	150	500
Содержание плутония в топливе при компенсации плотностного эффекта гадолинием, %	98	50	29
Содержание гадолиния в топливе, %	20	8	2
Доля запаздывающих нейтронов, %	0,29	0,32	0,36
Доплеровский коэффициент реактивности (при рабочей плотности теплоносителя), 1/К	-4.95E-06	-1.47E-05	-1.82E-05
Плотность потока быстрых нейтронов в центральной ТВС, , 1/(см ² с)	6.17E+14	9.42E+14	1.28E+15
Диаметр корпуса для обеспечения флюенса быстрых нейтронов за 30 лет не более 5E20 н/см ² , см	160	200	220

Определено, что наиболее референтными характеристиками по отношению к энергетическому реактору ВВЭР-СКД обладает МТИР-СКД с установленной тепловой мощностью 100 МВт.

В связи с необходимостью демонстрации работоспособности твэлов в составе ТВС на номинальных линейных нагрузках в атмосфере легководного СКД-теплоносителя, а также для обеспечения их надежной и безопасной эксплуатации, МТИР-СКД должен быть спроектирован, с учетом возможности достижения установленной мощности 100 МВт(т).

На начальной стадии МТИР-СКД необходимо лицензировать для эксплуатации на мощности до 10 МВт(т), что обеспечит необходимую референцию для получения лицензии на эксплуатацию реактора для дальнейшего увеличения мощности от 10 до 100 МВт(т). Предполагается постадийное освоение мощности РУ.

Облучательные устройства, размещаемые в облучательных каналах реакторных петель МТИР-СКД обеспечивают широкие возможности, как по исследованиям влияния облучения нейтронами, так и по отработке различных конструкций ТВС, условий эксплуатации (температуры, давления, спектра нейтронов), а также переходных и аварийных процессов.

В центральном облучательном канале автономной реакторной петли при облучении опытных твэлов с 90%-обогащенным по урану-235 топливом возможно добиться, практически, пятикратного повышения энерговыделения по сравнению с твэлами в драйвере активной зоны. При этом в твэлах штатных ТВС окружающих центральный облучательный

канал возмущение энерговыделения не превышает 5%. Данное обстоятельство позволяет проводить в центральном канале эксперименты по повышению мощности (power ramps), симуляции аварийных процессов, в том числе, реактивных аварий (RIA). Мощный основной и страховочный корпус центрального ОК и небольшое количество опытных твэлов (не более 7) позволят также моделировать в этом канале аварийные ситуации с потерей давления типа LB LOCA и SB LOCA.

Разработанный на концептуальном уровне реактор МТИР-СКД способен обеспечить решение задач по реакторным исследованиям в обоснование выбора условий эксплуатации энергетического реактора ВВЭР-СКД с быстрым спектром нейтронов, использующего легководный теплоноситель сверхкритических параметров, а также отработку проектных режимов работы реактора и РУ (пуск реактора, выход на энергетический уровень мощности, переход с одного уровня мощности на другой, работа на номинальном уровне мощности, останов и др.).

ИСПЫТАНИЯ ATF-ТВЭЛОВ В УСЛОВИЯХ ИМПУЛЬСНОЙ АВАРИИ В РЕАКТОРЕ МИР

А.Л. Ижутов¹, О.И. Дреганов¹, А.В. Алексеев¹, А.Г. Ещеркин¹, Н.А. Иванов¹,
И.В. Киселёва¹, А.Н. Маркелов¹, В.А. Овчинников¹, М.С. Сычугов¹,
Р.А. Яшин¹, В.В. Новиков², В.И. Кузнецов², П.В. Федотов², О.А. Нечаева²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²АО «ВНИИНМ», г. Москва

В рамках работ по разработке и обоснованию безопасности применения ядерного топлива толерантного типа из дисилицида урана (U_3Si_2) в канале реактора МИР.М1 проведены реакторные испытания экспериментальных твэлов в условиях проектной реактивной аварии с импульсом мощности (RIA).

Цель испытаний - получение экспериментальных данных для оценки работоспособности и изучения поведения твэлов с топливом из дисилицида урана в режиме импульсного изменения мощности.

Главным разработчиком ATF твэлов с уран-силицидным топливом является АО «ВНИИНМ», испытания ATF твэлов в условиях проектных аварий (в том числе RIA) и послереакторные исследования (ПРИ) выполняет АО «ГНЦ НИИАР».

Для проведения эксперимента RIA-PWR-USi/0 в режиме RIA разработаны:

- сценарий и алгоритм реакторных испытаний, согласованные с АО «ВНИИНМ»;
- два варианта исполнения облучательного устройства (ОУ), которые были изготовлены и предварительно апробированы. По результатам предтестовых расчетных исследований и данных по апробации вариантов исполнения ОУ выбрана наиболее оптимальная конструкция;
- новая конструкция твэла с установкой кабельного термоэлектропреобразователя типа ХА и касанием к верхней топливной таблетке.

При проведении эксперимента RIA установлено, что отрицательный эффект реактивности равный $-0,127 \beta_{эфф}$ и возникающий при реализации импульса мощности путем вращения поглощающего экрана в ОУ, сказывается на занижении ЛМ в импульсе, для компенсации указанного эффекта необходима доработка конструкции ОУ.

Результаты эксперимента RIA-PWR-USi/0 и ПРИ свидетельствуют, что рефабрикованный твэл №5 сохранил герметичность, а параметры эксперимента соответствуют заданному сценарию, что подтверждает проектные характеристик ATF твэлов с топливом из дисилицида урана.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО СОСТОЯНИЯ ПОГЛОЩАЮЩЕГО ЭЛЕМЕНТА В УСЛОВИЯХ ПРОЕКТНЫХ И ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ

М.В. Гамагин, М.А. Полевой, Д.С. Гордеев, В.В. Юдахин, П.В. Ягов

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

Поглощающий элемент (ПЭЛ) в составе поглощающего стержня системы управления и защиты реакторной установки ВВЭР предназначен для быстрого прекращения ядерной реакции в активной зоне, поддержания мощности на заданном уровне и ее перевода с одного уровня на другой, выравнивания энерговыделений по высоте активной зоны и подавления ксеноновых колебаний.

Ранее для обоснования работоспособности ПЭЛ при запроектных (ЗПА) и проектных авариях (ПА) в качестве исходных данных принимались температурные условия твэл. Такой подход позволял гарантировать отсутствие плавления ПЭЛ в проектных режимах. Однако ПЭЛ находится в направляющем канале, то есть условия охлаждения твэлов и ПЭЛ могут отличаться. Детализация температурных режимов позволит уточнить состояние ПЭЛ.

Отсюда возникает потребность в выполнении анализа, который позволит более реалистично определить изменения температуры ПЭЛ в аварийных процессах и подтвердить отсутствие его плавления.

Определение температур конструкционных и поглощающих материалов ПЭЛ проводилось для ВВЭР-1200 при ЗПА и ПА с использованием программного комплекса КОРСАР/ГП.

Расчетный анализ выполнен отдельно для режимов с разгерметизацией первого контура и без разгерметизации первого контура. Для режимов без разгерметизации первого контура анализ выполнен со срабатыванием и без срабатывания аварийной защиты. В качестве режима с разгерметизацией первого контура рассмотрен режим «Аварии с потерей теплоносителя при большой течи с отказом активной части системы аварийного охлаждения зоны низкого давления».

В работе рассматривается поглощающий элемент следующей конструкции, представленный на Рис.1.

Конструктивными особенностями ПЭЛа являются:

- оболочка ПЭЛ загерметизирована посредством сварки с обоих концов концевыми деталями: снизу – конусом, сверху – наконечником;

- внутренний объем оболочки заполнен поглощающим материалом. В качестве поглощающих материалов используется порошок карбида бора (B_4C) и титаната диспрозия ($Dy_2O_3 \cdot TiO_2$), титанат диспрозия размещен в нижней части ПЭЛ;

- применение в газовом зазоре металлического утяжелителя для обеспечения весовых характеристик ПС СУЗ;

- применение в качестве конструкционного материала хромоникелевого сплава 42ХНМ.

Для определения граничных условий для режимов без разгерметизации первого контура был проведен анализ 47 режимов со срабатыванием аварийной защиты и 14 режимов без срабатывания аварийной защиты. На основании данного анализа были выбраны режимы, результаты которых приводят к наиболее неблагоприятным условиям охлаждения ПЭЛ. Теплогидравлические параметры этих расчетов, такие как максимальные температу-

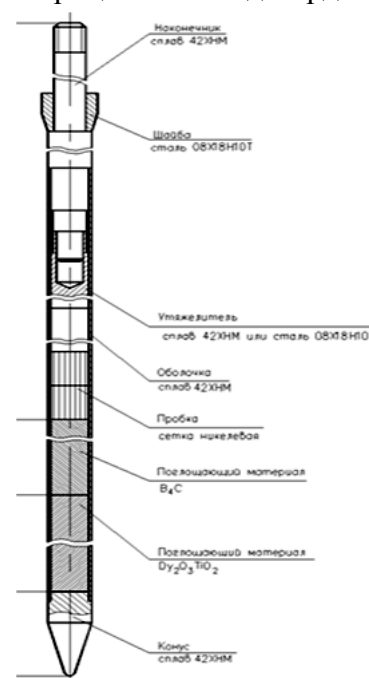


Рис. 1. Поглощающий элемент

ра теплоносителя на входе и выходе из активной зоны, мощность, расход теплоносителя через активную зону принимаются в качестве постоянных во времени исходных данных для обеспечения максимальной температуры ПЭЛ. Значение энерговыделений в поглощающем материале и его конструкционных материалах также принимаются постоянными и максимальными для обеспечения более консервативных результатов.

Расчетные модели для режимов со срабатыванием и без срабатывания аварийной защиты, приведены соответственно на Рис. 2, Рис. 3.

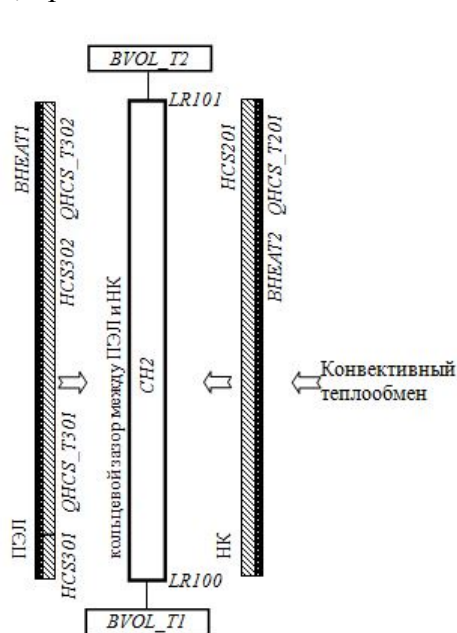


Рис. 2. Расчетная модель для обобщенного режима со срабатыванием аварийной защиты

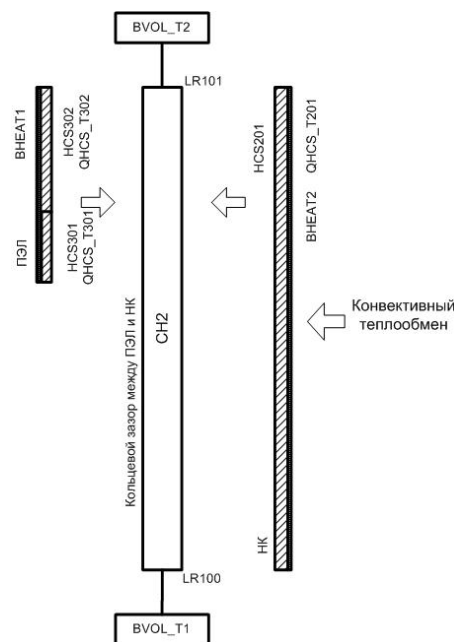


Рис. 3. Расчетная модель для обобщенного режима без срабатывания аварийной защиты

Результаты расчетов для обобщенного стационарного режима со срабатыванием аварийной защиты показывают:

- Максимальное значение температуры поглотителя в центре ПЭЛ – 1537.3 °С достигается в расчетном слое 6 на высоте 0.6892 м от низа активной зоны;
- Максимальные значения температуры оболочки ПЭЛ внутри и снаружи достигаются в расчетном слое 6 на высоте 0.6892 м от низа активной зоны:
 - наружная поверхность оболочки ПЭЛ – 850.1 °С;
 - внутренняя поверхность оболочки ПЭЛ – 860.8 °С.

Результаты расчетов для обобщенного стационарного режима без срабатывания аварийной защиты показывают:

- Максимальное значение температуры поглотителя в центре ПЭЛ – 1748.9 °С достигается в расчетном слое 5 на высоте 3.1951 м от низа активной зоны;
- Максимальные значения температуры оболочки ПЭЛ внутри и снаружи достигаются в расчетном слое 5 на высоте 3.1951 м от низа активной зоны:
 - наружная поверхность оболочки ПЭЛ – 1166.1 °С;
 - внутренняя поверхность оболочки ПЭЛ – 1172.6 °С.

Граничные условия по энерговыделениям для режима с разгерметизацией первого контура были взяты в двух состояниях, до срабатывания аварийной защиты, когда поглощающий элемент находился на 70% от низа активной зоны и после срабатывания аварийной защиты, когда ПЭЛ находился внизу активной зоны. Данный режим является нестационарным и демонстрирует, как меняются характеристики поглощающего элемента от времени.

Расчетная модель для нестационарного режима с разгерметизацией первого контура приведена на Рис. 4. Отличие данной модели от модели для обобщенного режима состоит в том, что помимо модели проточной части НК она также включает модель проточной части тепловыделяющей сборки.

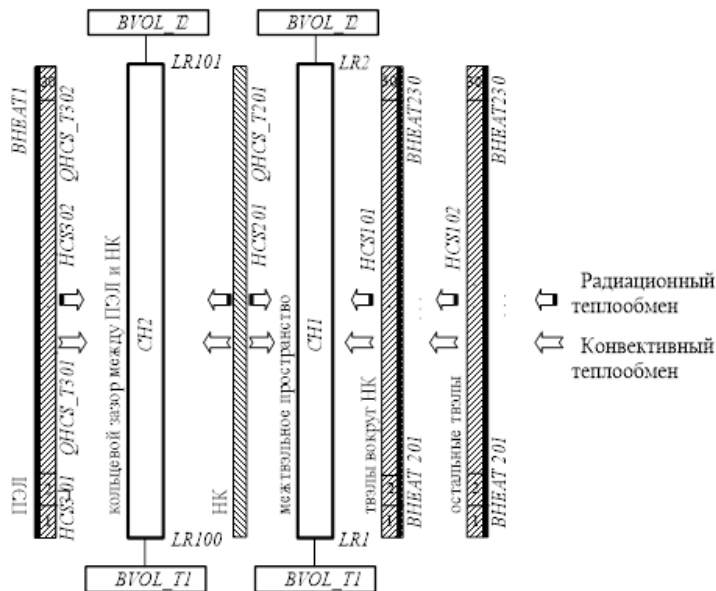


Рис. 4. Расчетная модель для нестационарного режима

и конструкционных материалов ПЭЛ (температура плавления для карбида бора 2500 °С, для титаната диспрозия 1870 °С, оболочки поглощающего элемента 1345 °С). Также результаты данной работы демонстрируют температурное состояние поглощающего элемента при ПА и ЗПА.

Результаты расчетов для нестационарного режима показывают:

- Максимальная температура поглотителя в центре ПЭЛ достигается в расчетном слое 5 в начальный момент времени – 1046.2 °С;
- Максимальные значения температуры оболочки ПЭЛ внутри и снаружи достигаются на высоте 0.6892 м от низа активной зоны (слой 6) на 54.2 с:

- наружная поверхность оболочки ПЭЛ – 636.6°С;
- внутренняя поверхность оболочки ПЭЛ – 637.3 °С.

Результаты данной работы продемонстрировали отсутствие плавления поглощающего материала

О ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РАСЧЁТНЫХ И ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧКИ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В РЕАКТОРЕ МИР

П.М. Калиничев¹, И.А. Евдокимов¹, А.А. Сорокин¹, А.Г. Хромов¹,
Е.Ю. Афанасьева¹, Л.А. Маслова¹, И.О. Горюшин¹, А.Ю. Бурцев¹,
С.П. Золотарев¹, С.В. Бабкин¹, А.Л. Ижутов², Ю.С. Кудрин², А.Г. Ещеркин²

¹АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г. Троицк

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Для повышения эксплуатационной надежности ядерного топлива проводятся реакторные эксперименты на исследовательском реакторе МИР. Эксперименты проводятся для обоснования работоспособности различных видов топлива при штатных и аварийных условиях и для исследования поведения твэлов в случае разгерметизации. Поведение твэлов после разгерметизации исследуют для обеспечения радиационной безопасности АЭС.

Обоснование радиационной безопасности необходимо, в том числе, при подготовке реакторных экспериментов. Для этого необходима консервативная оценка сверху на активность теплоносителя при непредвиденной разгерметизации твэлов в ходе испытаний. Для экспериментов с негерметичными твэлами тоже требуется расчет максимальной активности теплоносителя в петлевой установке. При излишне консервативных оценках активности может потребоваться привлечение

дополнительного оборудования и мероприятий для проведения испытаний. В АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» разработан механистический расчетный код РТОП-СА (принадлежит АО «ТВЭЛ»), позволяющий описывать состояние негерметичных твэлов и активность теплоносителя первого контура реакторов ВВЭР. Имеется опыт применения кода РТОП-СА для расчетов активности в экспериментах с рефабрированными твэлами в петлевых установках реактора МИР. Код РТОП-СА может быть использован для обоснования радиационной безопасности при подготовке экспериментов на исследовательских реакторах.

При проведении некоторых реакторных экспериментов важен онлайн-мониторинг и анализ активности петлевой установки для оперативного определения факта (и момента) разгерметизации твэлов и конкретного канала или ТВС с негерметичным твэлом по соотношениям активности различных нуклидов. Такая задача возникает, например, при необходимости определения условий разгерметизации в режимах с растущим нагружением твэлов. Может быть поставлена задача определения времени, за которое тот или иной механизм (например, дебрис-воздействие) приводит к разгерметизации твэла. В экспериментах с моделированием разгерметизации во время облучения (в частности, методом прокола оболочки) необходимо контролировать, что разгерметизация действительно произошла в предполагаемый момент времени.

Для непрерывного мониторинга активности теплоносителя на одной из петлевых установок реактора МИР установлена система, позволяющая проводить онлайн-измерения гамма-активности реперных радионуклидов в теплоносителе. Эту систему можно дополнить возможностями автоматизированной онлайн-обработки измеряемой активности с использованием комплексной методики, разработанной в ГНЦ РФ ТРИНИТИ. На основе методики разработано программное средство, позволяющее выявлять момент разгерметизации твэла в онлайн-режиме.

В докладе кратко описаны возможности кода РТОП-СА. Приведены примеры его применения для расчетов экспериментов на реакторе МИР. Кратко описаны методика для оперативного выявления разгерметизации твэлов, основное оборудование онлайн-системы гамма-спектрометрии одной из петлевых установок реактора МИР и основные принципы контроля герметичности во время испытаний. Приведено описание программного средства, позволяющего выявлять разгерметизацию в автоматическом режиме. Приведены примеры практического применения. Обсуждаются перспективы применения разработанных расчетных и программных средств для планирования и сопровождения испытаний на реакторе МИР.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ВИРТУАЛЬНОЙ РЕАЛЬНОСТИ ПРИ ОБУЧЕНИИ ОПЕРАТИВНОГО ПЕРСОНАЛА

В.А. Клементьев

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»), г. Гатчина

Поддержание квалификации оперативного персонала на должном уровне имеет решающее значение для обеспечения надежной работы исследовательских ядерных установок. Для подготовки высококвалифицированных инженеров по управлению реактором (далее ИУР) требуются значительные временные и материальные ресурсы.

Качественная система подготовки персонала включает три основных этапа:

- теоретическая подготовка;
- отработка практических навыков, в том числе с использованием тренажеров;
- стажировка в качестве дублера ИУРа (на действующей ИЯУ).

Для отработки практических навыков и исключения ошибок в процессе эксплуатации установки, приводящих к нарушению технологического процесса и выходу дорогостоящего оборудования из строя, применяют аналитические и полномасштабные тренажеры.

Согласно п. 1.2.27. Общих положений обеспечения безопасности атомных станций НП-001-15, в проекте каждой АЭС должен быть предусмотрен учебно-тренировочный пункт (центр), для однотипных блоков на каждой АЭС должен быть разработан полномасштабный тренажер с принятием его в эксплуатацию до завоза на АС топлива для первого блока соответствующего типа данной АС. Таким образом, наличие полномасштабного тренажера на АЭС закреплено законодательно. Для исследовательских реакторов данные требования не являются обязательными. При этом потребность в обучении и поддержании квалификации персонала является одной из важнейших задач.

В НИЦ «Курчатовский институт» - ПИЯФ в 1999 году был введен в эксплуатацию тренажерный комплекс для исследовательских реакторов – ФТМК РУ ПИК проект МНТЦ 321-96. По прошествии 20 лет данный комплекс потерял актуальность, ввиду перепроектирования значительной части технологических систем ИЯУ и морального устаревания рабочих станций и программного обеспечения ФТМК.

Группа разработчиков из отдела организации обучения персонала Центра по подготовке персонала НИЦ «Курчатовский Институт» - ПИЯФ в 2022 году приступила к реализации виртуального тренажера ГЩУ.

С момента начала разработки было полностью смоделировано все оснащение ГЩУ: щиты, пульта, интерактивные элементы, мнемосхемы, вторичные приборы и обстановка помещения; рассчитана и запрограммирована математическая модель для технологических систем, необходимых для реализации первого сценария противоаварийной тренировки. Тренажер имеет компактные размеры, необходима лишь рабочая станция и комплект VR-оборудования. Преимуществами данного решения является практически полное погружение в среду обучения, в отличие от аналитических тренажеров, экономия пространства, мобильность и масштабируемость тренажера, безопасность сотрудников при выполнении операций в процессе обучения, снижение затрат. Кроме того, его легче обслуживать, эксплуатировать и модернизировать, чем реальный аналог. Данный подход позволяет сократить период прохождения сценария группой обучаемых, так как имеется возможность разместить большое количество рабочих мест (тренажеров), необходимых для параллельного индивидуального обучения работника.

VR- тренажер включает в себя два режима прохождения сценариев:

- обучение (с всплывающими подсказками);
- экзамен (без подсказок с чек-листом по факту завершения обучения).

Помимо операций пуска, остановки и аварийных ситуаций, предусматривающих выход из строя оборудования, существует возможность реализации сложных сценариев,

которые на полномасштабном тренажёре можно выполнить лишь условно (в их числе возгорание в помещении, разрыв трубопроводов пара, воздуха, воды и прочее).

Также следует отметить, что тренажеры подобного типа имеют огромный потенциал при подготовке специалистов в профильных ВУЗах. Например, их можно использовать для отработки как теоретических, так и практических навыков у студентов. Это позволит работодателям получать потенциальных сотрудников в лице молодых специалистов, которым потребуется меньший период адаптации и освоения профессии на ИЯР и АЭС.

Внедрение VR-тренажера для подготовки оперативного персонала позволит избежать выхода из рабочего состояния дорогостоящего оборудования, предупредить отрицательные последствия действий персонала и сократить время их подготовки. Уже на этапе стажировки у сотрудников появится возможность познакомиться с компонентами реактора и системой управления в безопасной и контролируемой среде и получить практический опыт без взаимодействия с реальным оборудованием. Симулятор позволяет эффективно отрабатывать сложные сценарии и при этом сокращать количество человеческих ошибок.

В совокупности с традиционными методами обучения персонала данный подход является высокоэффективным и может выступать в качестве альтернативы полномасштабным тренажерам.

СМЯГЧЕНИЕ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ ДЛЯ РАСШИРЕНИЯ ЕГО ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ВОЗМОЖНОСТЕЙ

А.И. Меркулов^{1,2}, И.Ю. Жемков¹, А.В. Боев¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Реакторы на быстрых нейтронах характеризуются высокими плотностями потоков и «жестким» спектром нейтронов. Сечения деления и захвата нейтронов разных нуклидов в «жестком» спектре нейтронов, как правило, в десятки и сотни раз меньше, чем в тепловом спектре нейтронов. В ряде случаев, для увеличения скоростей реакций захвата и деления, целесообразным является увеличение доли тепловых и промежуточных нейтронов (уменьшение средней энергии нейтронов), при сохранении высоких плотностей потока нейтронов. Это может быть достигнуто применением различных замедлителей. Основными направлениями применения замедлителя в быстром исследовательском реакторе могут являться:

- Повышение эффективности РО СУЗ
- Повышение сечений поглощения нейтронов (наработка радионуклидов, трансмутации минор-актинидов)
- Повышение сечений деления (увеличение тепловыделения, темпов выгорания, выжигание минор-актинидов)
- Защита несменяемых элементов конструкций РБН

В реакторе на быстрых нейтронах БОР-60 имеется многолетний опыт применения замедлителя. В настоящее время проводятся экспериментальные исследования с приме-

нием замедлителя по направлениям - выжигание минор-актинидов (МА) и обеспечение требуемого уровня тепловыделения (темпа выгорания ядерного топлива). Рассмотрим более подробно данные направления использования замедлителя в реактор БОР-60.

В реакторах на тепловых нейтронах в процессе работы образуется большое количество МА, которые представляют серьезную проблему как при открытом, так и при замкнутом ядерном топливном цикле. Это связано с их высокой активностью и тепловыделением на длительном промежутке времени, а также со значительным вкладом в радиотоксичность облученного ядерного топлива. Поэтому превращение МА в короткоживущие радионуклиды или же в стабильные нуклиды посредством облучения в реакторе является перспективным направлением утилизации МА. В реакторе БОР-60 были проведены расчетные исследования эффективности гетерогенного выжигания МА (^{237}Np , ^{241}Am) в различных спектрах нейтронов. Облучение происходило в боковом экране в ячейке со «смягченным» спектром (ОУ-1), полученным с помощью окружения сборками с замедлителем (гидрид циркония), и в ячейке с «жестким» спектром (ОУ-2) без замедлителя. На рисунке 1 представлен спектр нейтронов в ОУ-1 и ОУ-2.

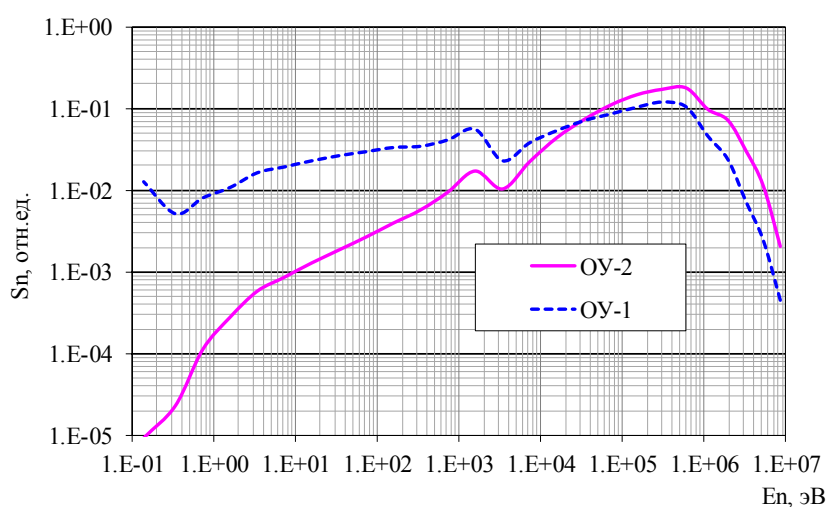


Рисунок 1. Нормированный спектр нейтронов в ОУ-1 и ОУ-2

Из представленных на рисунке данных следует, что применение замедлителя позволило существенно увеличить долю тепловых и промежуточных нейтронов. Так средние энергии нейтронов для ОУ-2 и ОУ-1 равны 97 кэВ и 3.1 кэВ соответственно.

В таблице 1 представлены расчетные значения (по программе MCU-FR) сечений захвата нейтронов (σ_c) и деления (σ_f) нуклидов ^{237}Np и ^{241}Am , в ОУ-1 и ОУ-2.

Таблица 1 – Сечения Np и Am, барн

Сечение	ОУ-2		ОУ-1	
	^{237}Np	^{241}Am	^{237}Np	^{241}Am
σ_c	1.62	1.91	11.4	14.1
σ_f	0.49	0.40	0.25	0.24

Как видно из представленных в таблице данных, сечения захвата на Np и Am в ячейке со «смягченным» спектром нейтронов существенно больше, чем в ячейке с «жестким» спектром. При этом сечения деления Np и Am в «смягченной» ячейке меньше в ~2 раза. Расчеты условий облучения МА в реакторе БОР-60, демонстрируют, что трансмутация (уменьшение) ^{237}Np и ^{241}Am наиболее эффективно происходит в более мягком спектре нейтронов (рисунок 2). Следует отметить, что в «смягченном» спектре нейтронов быстрее накапливаются дочерние МА, но в целом темп выжигания (деления) МА существенно выше, чем в жестком спектре нейтронов даже при более низкой плотности потока нейтронов (рисунок 3).

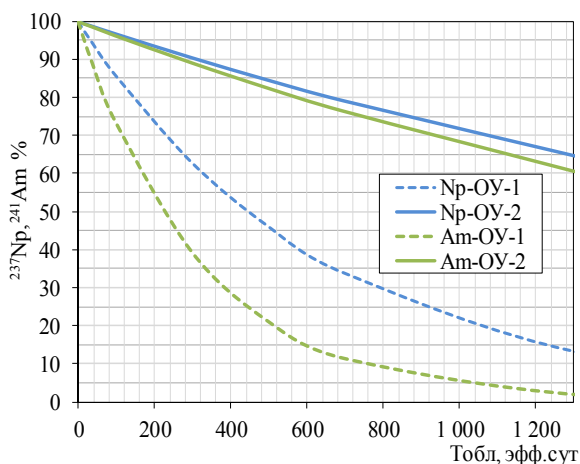


Рисунок 2. Относительное уменьшение ^{241}Am и ^{237}Np процессе облучения в реакторе БОР-60

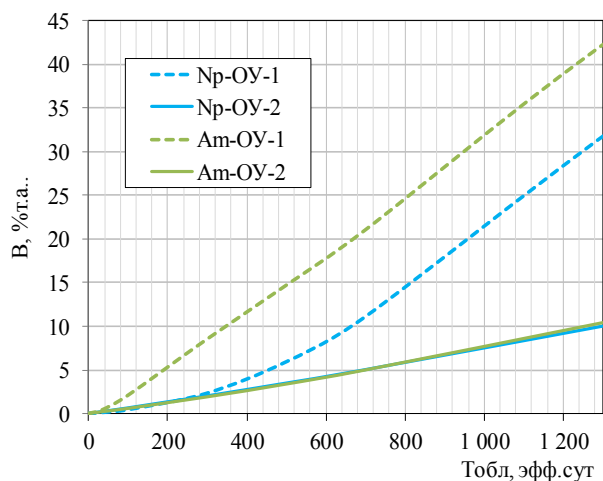


Рисунок 3. Выгорание топлива на основе ^{237}Np и ^{241}Am процессе облучения в реакторе БОР-60

Для исследования твэлов проектируемых РБН часто требуется обеспечение определенной тепловой нагрузки. Такие исследования проводятся в реакторе БОР-60. В настоящее время проводятся длительные испытания в обоснование твэлов проектируемого корейского реактора SFR. А также планируются испытания, в обоснование работоспособности твэлов сооружаемого реактора МБИР с номинальной тепловой нагрузкой на твэл (500 Вт/см). Из-за значительной разницы в плотностях потока нейтронов реакторов БОР-60 и МБИР, при одинаковом диаметре твэлов и меньшем эффективном обогащении ядерного топлива в проектируемом реакторе, достичь требуемого значения тепловой нагрузки на твэл без применения замедлителя невозможно.

Проведенные расчетные исследования показали, что даже незначительное смягчение спектра нейтронов позволяет существенно поднять линейную тепловую нагрузку, при этом другие нейтронно-физические характеристики (плотность потока нейтронов, скорость накопления повреждающей дозы на оболочке твэла и др.) мало изменяются. Для достижения требуемой тепловой нагрузки на твэл 500 Вт/см со штатным ядерным топливом реактора МБИР были проведены расчеты экспериментальной ТВС, со следующей компоновкой замедлителей/твэлов:

- 37 твэл;
- 19 твэл и 18 замедляющими элементами (ЗЭЛ);
- 19 твэл с дополнительным обогащением топлива и 18 ЗЭЛ;
- 7 твэл с дополнительным обогащением топлива и 30 ЗЭЛ.

На рисунке 3 показано аксиальное распределение линейной мощности твэлов для различных компоновок ЗЭЛ/твэл.

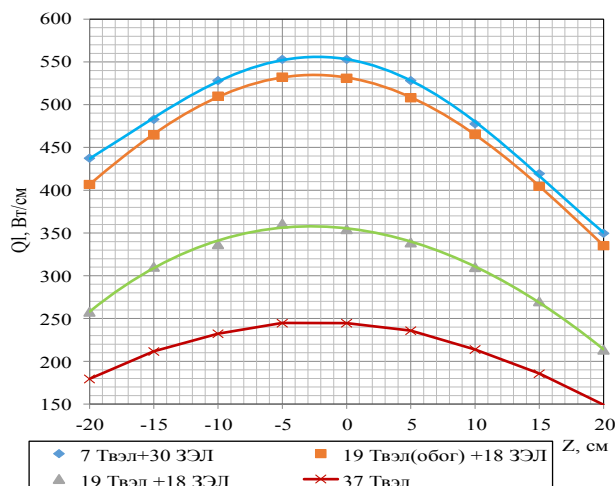


Рисунок 3. Аксиальное распределение максимальной линейной мощности твэлов

Выполненные расчеты показали, что обеспечить требуемые значения $Q_1 \sim 500$ Вт/см возможно при выполнении следующих условий:

- использование замедлителя
- дополнительное обогащение топлива

Проводимые на реакторе БОР-60 экспериментальные исследования с применением замедлителя для «смягчения» спектра нейтронов позволяют значительно расширить экспериментальные возможности исследовательского РБН (в том числе реактора МБИР) и, в перспективе, это может быть применено в демонстрационных и энергетических реакторах.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ИСКУССТВЕННЫХ НЕЙРОННЫХ СЕТЕЙ ДЛЯ ВЫПОЛНЕНИЯ АНАЛИЗА ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ПРИ РАСЧЁТЕ ТЯЖЁЛЫХ АВАРИЙ

Д.К. Басов, Н.А. Власенкова, А.В. Литышев, С.И. Пантюшин

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

Согласно НП 001-15 в ООБ АС должны быть представлены детерминистические анализы безопасности, которые должны сопровождаться оценками погрешностей и неопределенностей получаемых результатов.

Так как явная количественная оценка неопределенностей при анализе аварийных сценариев является практически невыполнимой, в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ детерминистический анализ аварийных сценариев следует сопровождать анализом чувствительности. Также такой подход допускается согласно РБ-166.

На сегодняшний момент существует множество методик по оценке чувствительности, однако каждый из существующих методов имеет свои достоинства и недостатки.

В данной работе предлагается разработанная группой авторов методика выполнения анализа чувствительности с использованием нейронных сетей.

В представляемой методике можно выделить следующие этапы:

- выбор сценария и разработка модели для расчётного кода;
- определение номенклатуры потенциальных источников неопределенностей расчётов X_i ;
- оценка диапазона изменения и задание законов распределения неопределенностей X_i ;
- генерация наборов исходных данных (размера N), содержащих случайные сочетания X_i ;
- выполнение расчётов (получение результатов Y_i);
- обучение нейронной сети по результатам вариантных расчётов;
- вычисление градиентов (dY/dX) для оценки чувствительности выходных параметров к входным.

Для апробации данной методики было сделано следующее:

- в качестве сценария аварии была выбрана большая течь с отказом активной части САОЗ на АЭС с РУ ВВЭР-1200;
- были выбраны 35 источников неопределенностей (VAR01 — VAR35, все значения источников неопределенностей лежат в интервале $[0; 1]$);
- было выполнено 600 вариантных расчётов данной аварии с использованием аттестованного расчетного кода СОКРАТ-В1/В2;
- используя 500 расчётов в качестве обучающей выборки и 100 в качестве валидационной выборки, была обучена нейросетевая модель для предсказания максимальной температуры оболочек твэлов;

– были рассчитаны градиенты для оценки чувствительности выходных параметров к входным, значения которых согласуются с феноменологией протекаемых процессов.

Для оценки качества аппроксимации был использован коэффициент детерминации R^2 , который на валидационной выборке составил 0,93. Сравнение результатов предсказания нейросетевой модели с прямым расчётом на одном из вариантов валидационной выборки представлено на рисунке 1. Общий вид архитектуры нейронной сети представлен на рисунке 2.

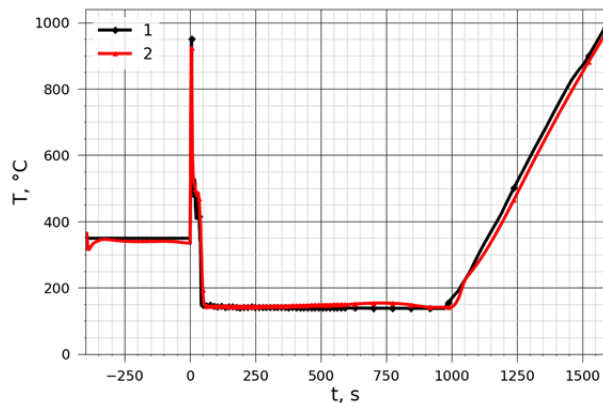


Рисунок 1. Расчетное распределение энерговыделения по высоте ТВС при выгорании 0 и 120 суток для равномерного и неравномерного исходного распределения урана по высоте.

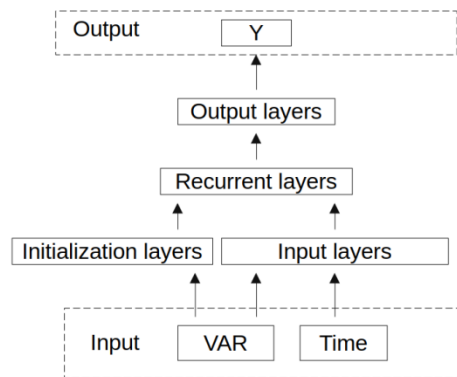


Рисунок 2. Архитектура нейронной сети

В архитектуре нейронной сети можно выделить следующие элементы:

- Initialization layers — блок из полносвязных слоёв, которые служат для инициализации вектора скрытого состояния рекуррентного блока;
- Input layers — блок из полносвязных слоёв, которые служат для преобразования векторного пространства входной последовательности перед передачей информации в рекуррентный блок;
- Recurrent layers — рекуррентный блок, который служит для генерации выходной последовательности;
- Output layers — блок из полносвязных слоёв, которые служат для преобразования векторного пространства рекуррентного блока в векторное пространство выходной последовательности.

Результаты выполнения работы:

- показана принципиальная возможность использования нейронных сетей для выполнения анализа чувствительности;
- была обучена модель для определения максимальной температуры оболочек твэлов в аварийном сценарии «Большая течь с отказом активной части САОЗ на АЭС с РУ ВВЭР-1200»;
- На максимальную температуру оболочек твэлов наибольшее влияние оказали:
 - VAR03 – Коэффициент неопределенности мощности активной зоны;
 - VAR06 – КГС трубопроводов и арматуры на подводящей линии ГЕ САОЗ;
 - VAR33 – Коэффициент неопределенности энерговыделения в третьем канале;
 - VAR35 – Коэффициент неопределенности энерговыделения в пятом канале;
- в качестве функции активации полносвязных слоёв лучше всего себя показала Exponential Linear Unit (ELU);
- в качестве рекуррентного блока архитектура Gated Recurrent Unit (GRU) показала себя лучше, чем архитектура Long Short-Term Memory (LSTM) и классическая архитектура рекуррентной сети.

Выводы:

- искусственные нейронные сети являются перспективным инструментом в области анализа чувствительности, и могут использоваться для научных целей и качественных оценок при проектных работах;
- требуется продолжение исследуемой темы по следующим направлениям:
 - рассмотрение других сценариев аварий;
 - рассмотрение аппроксимации других параметров;
 - оптимизация архитектуры нейронной сети.

ПЛАНИРОВАНИЕ ДОРЕАКТОРНЫХ, РЕАКТОРНЫХ И ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ И ОПЫТНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД С БЫСТРЫМ СПЕКТРОМ НЕЙТРОНОВ

С.С. Симонов, А.Л. Баланин

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

Одной из ключевых проблем быстрого реактора с водяным теплоносителем сверхкритических параметров – ВВЭР-СКД – является обоснование работоспособности конструкционных материалов (КМ) и твэлов, работающих в активной зоне в условиях быстрого спектра нейтронов, при давлении теплоносителя 27 МПа и температуре 400-600 °С. На сегодняшний день данные реакторных испытаний твэлов и КМ для условий ВВЭР-СКД отсутствуют. В связи с активными работами по данному направлению существует необходимость проведения комплекса дореакторных, реакторных и послереакторных исследований характеристик и особенностей поведения образцов КМ и опытных твэлов, работающих в условиях ВВЭР-СКД. В силу отсутствия работающих установок такого типа в настоящее время нет возможности исследовать поведение опытных твэлов реактора ВВЭР-СКД при облучении в быстром спектре и в СКД-среде легководного теплоносителя одновременно.

Для решения данной проблемы была предложена двухэтапная методика проведения реакторных испытаний, когда вначале опытные твэлы облучаются в быстром реакторе до заданного уровня повреждающей дозы, а затем переставляются в облучательные устройства тепловых исследовательских реакторов МИР.М1, СМ-3, ИР-8 для последующего облучения в среде теплоносителя со сверхкритическим давлением (СКД-теплоносителя). Объектами облучения являются опытные твэлы, газонаполненные образцы и плоские образцы из кандидатных конструкционных материалов: ЧС-68, ЧС-138, ЭИ-847, 07Х12НМФБ. Цель исследования – получить новые экспериментальные данные, в рамках проведения материаловедческих исследований оболочечных КМ и топлива активной зоны ВВЭР-СКД, в том числе для обоснования многоцелевого тестового исследовательского реактора малой мощности с быстрым спектром нейтронов МТИР-СКД.

В докладе рассмотрены конструкции объектов исследования, условия их облучения, планирование эксперимента по облучению в реакторах БОР-60, МИР.М1, СМ-3, ИР-8, логистика перемещения объектов исследования между облучательными установками. В результате проведения исследований будут получены экспериментальные данные о работоспособности конструкционных материалов оболочек опытных твэлов – механические, физико-механические характеристики, данные о радиационной стойкости, стойкости к коррозионному растрескиванию, данные о напряженно-деформированном состоянии – после облучения в реакторах в среде натрия и легководного СКД-теплоносителя.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ НОМИНАЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ ЭКСПЛУАТАЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-600 ПРИ РАЗМЕЩЕНИИ В НЕЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ СБОРОК

Е.С. Кирилова, А.А. Радионычева, М.Р. Фарахшин

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-600 эксплуатируется с 1980 года. Уникальное сочетание параметров, а именно большая плотность потока нейтронов при его жёстком спектре, высокая температура малоагрессивного теплоносителя, режим перегрузки топлива, делает реактор весьма привлекательным для проведения реакторных испытаний новых видов топлива и конструкционных материалов, а также для опытной наработки изотопной продукции.

За последние 30 лет на реакторе БН-600 накоплен большой опыт по проведению реакторных испытаний сборок различного типа. Это комбинированные и опытные ТВС с оболочками твэл из стали ЭК164-ИД х.д., материаловедческие сборки с образцами из хромистых, ферритно-мартенситных и ДУО сталей, ЭТВС с таблеточным и виброуплотнённым МОКС-топливом, ЭТВС и облучательные сборки со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом, экспериментальные облучательные устройства для наработки изотопов промышленного ($Co-60$) и научного ($Ar-37$) назначения.

Номенклатура и количество ЭТВС, одновременно облучаемых в реакторе, довольно значительны. При планировании любых, особенно масштабных испытаний необходимо проанализировать влияние облучаемых ЭТВС на параметры эксплуатации штатных ТВС и нейтронно-физические характеристики активной зоны с учетом нормативных требований по безопасности реактора. При анализе рассматриваются вносимая ЭТВС реактивность, что сказывается на максимальном запасе реактивности реактора, и возмущение нейтронного потока в активной зоне. По результатам расчётного анализа с учетом фактического состояния реактора, уточняется место и длительность облучения, обосновываются компенсирующие меры с целью минимизации упомянутых возмущений до приемлемого уровня.

Допустимое увеличение запаса реактивности реактора при проведении РИ составляет 0,4-0,6 % $\Delta k/k$ с учетом нормативного ограничения по уровню подкритичности после взвода стержней аварийной защиты. В случае снижения запаса реактивности при установке ЭТВС в активную зону обязательным условием является исключение риска вынужденного сокращения продолжительности работы между перегрузками топлива вследствие исчерпания запаса реактивности. Следует учитывать, что располагаемый избыточный запас реактивности при проектном режиме эксплуатации активной зоны 01М2 с кампанией 592 эфф. сут составляет $\sim 0,25$ % $\Delta k/k$. Эта величина уточняется исходя из конкретной фактической загрузки реактора.

Простая замена конструкционных материалов оболочки твэлов в отдельной ЭТВС не приводит к ощутимому изменению энерговыделения и запаса реактивности в активной зоне.

В части испытаний топлива наиболее существенные возмущения вносит замена уранового топлива смешанным уран-плутониевым и переход на твэлы другого (большего) диаметра. В первом случае причиной является существенно больший выход нейтронов на акт деления (т.е. на единицу энерговыделения) для плутония-239 сравнительно с ураном-235. Во втором случае нейтронный баланс нарушается из-за снижения загрузки ТВС по делящимся изотопам, как следствия уменьшения количества твэлов в ТВС при сохранении количества делящихся элементов, приходящегося на единицу длины твэл, исходя из ограничения линейной тепловой нагрузки.

Установка ЭТВС с твэлами типа БН-800 с МОКС топливом в ЗМО приводит к увеличению энерговыделения в соседних урановых ТВС на $\sim 4 - 5 \%$, однако с учётом специально обоснованного размещения ЭТВС это не приводит к превышению максимально допустимой тепловой нагрузки на твэл штатных ТВС. Запас реактивности при этом увеличивается на $0,10-0,11 \%$ $\Delta k/k$ в зависимости от места установки ЭТВС. ЭТВС

Установка комбинированных ЭТВС и ЭТВС со СНУП топливом с пучком из 127 твэл с диаметром 6,9 мм типа БН-600 (КЭТВС-1, КЭТВС-6 и КЭТВС-7 в ЗСО и ЭТВС-16-18 в ЗМО) не приводит к изменению распределения энерговыделения и запаса реактивности в силу близости загрузки делящихся материалов к штатной ТВС.

Установка комбинированной сборки КЭТВС-3 с пучком из 61 твэл типа БРЕСТ с нитридным топливом на периферии ЗБО приводит к снижению нейтронного потока в окружающих ячейках, поскольку загрузка топлива по делящимся изотопам примерно в два раза меньше по сравнению с загрузкой штатной ТВС. Соответственно уменьшается энерговыделение в соседних урановых ТВС: для ТВС ЗБО на 3% и для ТВС БЗВ первого ряда - на $5-12 \%$. При этом запас реактивности реактора незначительно уменьшается на $0,032 \%$ $\Delta k/k$.

Установка ТВС с крупными твэлами типа БН-1200 с МОКС топливом (КЭТВС-МАК) и КЭТВС-2 с МОКС и СНУП топливом в ЗБО приводит к уменьшению энерговыделения в соседних урановых ТВС на $1-2 \%$, так как загрузка топлива по делящимся изотопам в них также в два раза меньше по сравнению с загрузкой в штатной ТВС. При этом локальное увеличение тепловой нагрузки на твэл в удаленных ТВС составляет не более 1% отн., что не приведет к превышению максимальных проектных значений энерговыделения. Замена штатной ТВС ЗБО на КЭТВС приводит к незначительному уменьшению запаса реактивности реактора на $0,04 \%$ $\Delta k/k$.

ЭТВС типа БН-1200 с крупными твэлами и СНУП топливом (ЭТВС-4, ЭТВС-8, ЭТВС-10, КЭТВС 25, ЭТВС-26-28) оказывают на энерговыделение воздействие, аналогичное воздействию ЭТВС типа БН-1200 с МОКС-топливом, в связи с практическим совпадением загрузки основных делящихся материалов и малой значимостью некоторого различия в загрузке урана-238. При установке ЭТВС в ЗБО энерговыделение в соседних урановых ТВС уменьшается на величину от 2 до 4% , в соседних ТВС БЗВ – на $7-11 \%$. В связи с меньшей загрузкой топлива установка ЭТВС в активную зону приводит к незначительному уменьшению максимального запаса реактивности реактора на $0,044 \%$ $\Delta k/k$.

ЭТВС типа БРЕСТ со СНУП топливом (ЭТВС-5, ЭТВС-11, ЭТВС-13, ЭТВС-15, ЭТВС-22-24, ЭТВС-30-32) и ЭТВС типа БН-1200 со СНУП топливом с твэлом диаметром 10,5 мм (ЭТВС-12 и ЭТВС-14) располагаются в первом ряду БЗВ. Масса делящихся изотопов в них почти в девять раз превышает массу делящихся изотопов в ТВС БЗВ, поэтому в нейтронном балансе сборки такого типа оказываются существенно «ценнее» относительно замещаемой штатной ТВС. В результате увеличивается энерговыделение в соседних урановых ТВС: для ТВС ЗБО на $\sim 3 \%$, ТВС БЗВ первого ряда на $\sim 6 \%$ и ТВС БЗВ второго ряда на $\sim 20 \%$. Соответствующее увеличение запаса реактивности реактора составляет $0,035 \%$ $\Delta k/k$.

Материаловедческие сборки (МС, МС-ДУО, МС-ФМ) отличаются от штатных ТВС меньшей загрузкой топлива на $\sim 25 \%$ в связи замещением части твэлов материаловедческими образцами. Их установка в ЗМО вносит небольшую отрицательную реактивность $\sim 0,03 \%$ $\Delta k/k$ и не приводит к существенным изменениям в распределении плотности нейтронного потока. Аналогичное влияние оказывают и облучательные сборки (ОС-1 и ОС-2) с выемным контейнером для облучения небольшого количества СНУП твэл и устанавливаемые в ЗБО.

Установка экспериментального облучательного устройства (ЭОУ) для наработки кобальта в БЗВ снижает запас реактивности на $0,052 \%$ $\Delta k/k$. Установка экспериментальной сборки для наработки аргона (ЭСА) в БЗВ оказывает незначительное возмущение в реактивность $0,005 \%$ $\Delta k/k$.

При проведении реакторных испытаний экспериментальные сборки равномерно устанавливаются в активной зоне и БЗВ, при этом ЭТВС типа БН-1200 и ЭТВС типа

БРЕСТ располагаются так, чтобы взаимно компенсировать влияние на нейтронный поток и поле энерговыделения. С учетом этого и в совокупности с остальными ЭТВС в активной зоне не происходит существенной деформации нейтронного поля.

Таким образом, в реакторе БН-600 успешно проводятся реакторные испытания экспериментальных сборок без отклонений от требований по обеспечению безопасности реактора и без ограничения эксплуатационных параметров реактора. Выполнение указанных условий подтверждается при подготовке обоснований по испытаниям каждой конкретной партии экспериментальных сборок или отдельных сборок с учетом реального хода выполнения намеченных планов и сочетания разных исследовательских программ.

МОДИФИКАЦИИ МОДЕЛЕЙ ТОЧЕЧНОЙ КИНЕТИКИ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ РАСЧЁТА ДИНАМИКИ РЕАКТОРОВ С ЦИРКУЛИРУЮЩИМ ТОПЛИВОМ

А.М. Зотов

АО «НИКИЭТ», г. Москва

Модель точечной кинетики нейтронов широко используется для оценочных динамических расчетов, а в некоторых случаях – также для обоснования безопасности реакторных установок. Применение модели для реакторов с циркулирующим топливом (например, жидкосолевых реакторов) требует корректировки уравнений для учета переноса предшественников запаздывающих нейтронов.

Продольный перенос предшественников запаздывающих нейтронов следует описывать уравнением в частных производных, но для сохранения простоты модели точечной кинетики его целесообразно свести к системе обыкновенных дифференциальных уравнений.

В литературе есть пример сведения динамики переноса к одному обыкновенному дифференциальному уравнению (модель камеры смешения). Такая модель является простейшим представлением динамики переноса. Эта модель дает результаты, качественно совпадающие и количественно близкие к исходному уравнению в частных производных, но результаты отклоняются от более полной модели в неконсервативную сторону, что делает ее нежелательной для использования при обосновании безопасности.

Для уточнения модели следует разбить расчетную область на большее количество участков. Проведено сравнение результатов моделирования стационарного состояния для модели с двумя, пятью и десятью участками и уравнения в частных производных для случая равномерного распределения энерговыделения (в этом случае уравнение имеет аналитическое решение). Показано, что для модели с десятью участками отклонение от решения уравнения в частных производных мало, что делает эту модель удовлетворительной для применения. Результаты моделирования динамического процесса с вводом возмущающей реактивности подтверждают этот вывод.

ВЕРИФИКАЦИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОГРАММЫ MNT-CUDA НА ВОДО-ВОДЯНЫХ И БЫСТРЫХ СИСТЕМАХ

В.А. Варфоломеева, Н.А. Грушин, И.Е. Иванов, С.А. Бычков

АО «ВНИИАЭС», г. Москва

С 2012 г. по настоящее время в АО «ВНИИАЭС» разрабатывается программа MNT-CUDA – инженерная программа повышенной точности, позволяющая рассчитывать детальные по пространству распределения полей нейтронов и скорости реакций в многогрупповом приближении методом Монте-Карло. Отличительной особенностью программы является использование распараллеливания вычислений на графических процессорах, что позволяет значительно уменьшить время расчётов. При этом использование точных моделей переноса и механизмов настройки моделей позволяет получать результаты, несущественно отличающиеся от результатов расчёта прецизионных программ. MNT-CUDA 2.0 была верифицирована и аттестована в 2021г. Для расчётов НФХ реакторной установки с РБМК-1000.

В АО «ВНИИАЭС» в рамках НИОКР ведётся разработка новой универсальной программы для расчёта реакторов различных типов на базе MNT-CUDA 2.0. Доклад посвящён апробации и первому этапу верификации этой программы на водо-водяных и быстрых системах.

Рассматриваются различные периодические решетки. В докладе представлены результаты расчётов водо-водяных ячеек реакторов типа ВВЭР с различными изотопными составами в различных состояниях и фрагментов быстрых физических стендов (БФС). Приведены отклонения результатов расчетов от данных приведенных в бенчмарках. Поскольку некоторые функционалы неизмеримы экспериментально, в т.ч. детальное распределение плотности потока нейтронов по энергии и т.д., использование только экспериментальных бенчмарк-тестов не может считаться достаточным для надёжной верификации программы. В связи с этим важную роль играет сравнение с результатами расчёта по прецизионной программе MCU-6 – прецизионными тестами. Использование таких прецизионных тестов позволяет существенно расширить перечень верифицируемых функционалов. В частности, в докладе приводится детальное сравнение полей и скоростей реакций в различных зонах систем в групповом представлении с соответствующими значениями, полученными по прецизионной программе MCU.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПОЯЧЕЙКОВОЙ ПРОГРАММЫ ТЕМПА-СК

А.М. Баисов, А.Н. Чуркин

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

Инновационным направлением развития ядерных реакторов традиционных водо-водяных реакторов предполагает использование сверхкритического давления, что позволит существенно повысить КПД и применить одноконтурную схему, отказавшись от парогенераторов. Однако для создания прототипов подобных установок необходимо решить целый ряд научно-технических задач, среди которых является теплогидравлическая оптимизация конструкции ТВС, на основе которой в дальнейшем будет происходить выбора материала для оболочек твэлов. Одним из самых неопределенных параметров является температура оболочек твэлов, предельно-допустимое значение которой является одним из основных критериев безопасности.

Поскольку концепция активной зоны ВВЭР-СКД окончательно не выбрана, в данном докладе представлены предварительные результаты теплогидравлического расчета для одной двенадцатой части сектора охлаждения твэлов в элементарных ячейках ТВС двухзаточного варианта активной зоны с помощью программы ТЕМПА-СК.

Результаты расчета показали, что за счет относительно большого проходного сечения боковых ячеек по сравнению с центральными каналами происходит вытеснение потока из центра в периферию, что приводит к существенному дисбалансу в подогревах. Для решения данной проблемы был предложен альтернативный вариант с внедрением дополнительного вытеснителя, который должен располагаться по всей длине чехла ТВС, тем самым компенсируя различие в проходных сечениях и выравнивая поток и подогрев теплоносителя по сечению ТВС в целом.

Выполненный анализ позволил обнаружить на выходе из расчетных ячеек ТВС существенную неоднородность распределения температур за счет существенного различия эквивалентных гидравлических и тепловых диаметров между центральными и периферийными ячейками. Для устранения данного эффекта было предложено внести изменение в конструкцию чехла в виде ввода дополнительных вытеснителей в боковых ячейках.

В дальнейшем предполагается рассмотрение альтернативной конструкции ТВС, отличительной особенностью которой является наличие круглых вытеснителей в межячейковом пространстве образующимся между тремя твэлами.

МОДЕРНИЗАЦИЯ ПРОГРАММЫ MATADOR ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ ТЕПЛОМАССОПЕРЕНОСА В ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ДИСТАНЦИОНИРУЮЩЕЙ ПРОВОЛОЧНОЙ НАВИВКОЙ

А.С. Залесов, А.Н. Чуркин

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

Одним из перспективных направлений развития атомной энергетики является разработка быстрых ядерных реакторов с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут. В АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» проектируются такие реакторные установки как СВБР-100 и СВЕТ-М. Особенности быстрых реакторов с охлаждением жидкими металлами привели к необходимости тщательного изучения теплофизических процессов, протекающих в активной зоне. Межканальный обмен, высокая энергонапряженность, нестандартные каналы и оребренные твэлы – далеко не полный перечень вопросов, выдвинутых практикой реакторостроения при расчетах активной зоны, ТВС и твэлов быстрого реактора.

Влияние спиральной навивки на формирование тепловой и гидродинамической картины в активной зоне существенно. Экспериментальные данные показывают, что перепад давления по высоте активной зоны возрастает вследствие эффекта торможения потока в области проволочной навивки. Межканальный теплообмен увеличивается из-за увеличения разности статического давления в поперечном направлении, что приводит к снижению температуры теплоносителя в области горячих пятен. Таким образом, ни одна современная программа теплогидравлического расчета активной зоны не может обойтись без учета фактора влияния спиральной навивки.

Поячейковые программы по-прежнему остаются простым и удобным в инженерной практике методом, разработанным для детального анализа сложных явлений гидродинамики и теплообмена в активной зоне. В АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» разработана программа MATADOR, предназначенная для ячейкового расчета локальных неоднородных процессов теплообмена в пучках тепловыделяющих стержней. Однако изначально программа создавалась для моделирования течения теплоносителя в пучках гладких стержней. В ходе проведенной авторами модернизации, в программу MATADOR были внедрены новые замыкающие соотношения для расчета продольного и поперечного гидравлического сопротивления трения, коэффициентов межканального обмена и теплоотдачи для пучков стержней с дистанционирующей проволочной навивкой. Кроме того, в уравнение переноса импульса в поперечном направлении добавлено новое слагаемое, моделирующее действие вынуждающей силы в результате воздействия проволочной навивки на поток теплоносителя.

Для подтверждения работоспособности внесенных изменений в программу MATADOR проведены расчеты двух тестовых пучков стержней. Результаты расчетов по программе MATADOR сравнивались с экспериментальными данными и результатами расчетов по другим программам. Проведенные расчетные исследования будут полезны на последующих этапах валидации программы.

РАСТВОРИМОСТЬ МОЛЕКУЛЯРНЫХ ВОДОРОДА И КИСЛОРОДА В ВОДЕ ОКОЛО ТЕМПЕРАТУРЫ НАСЫЩЕНИЯ

И.К. Талпа, Д.М. Шкурыгин, А.С. Иванов

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

Одной из основных причин появления белого налета на оболочках твэлов и дистанционирующих решетках ряда энергоблоков ВВЭР-1000, на которых подняли мощность реактора до 104% $N_{ном}$ и удлиннили топливный цикл до 18 месяцев, является локальное нарушение водно-химического режима (ВХР) в теплоносителе первого контура. При этом как на поверхностях твэлов и дистанционирующих решеток, так и в объеме, прилежащем к поверхностной области образуется значительное количество микроскопических газопаровых пузырьков, что в свою очередь указывает на возможность существенного снижения концентрации водорода в жидкой фазе и выходу теплоносителя из жесткого режима ВХР по водороду и кислороду. В связи с этим поведение растворимости водорода и кислорода в воде в окрестности температуры насыщения является базовой характеристикой для оценки их содержания в теплоносителе.

Поскольку содержания водорода и кислорода в теплоносителе являются важнейшими ключевыми параметрами поддержания ВХР теплоносителя атомных реакторов, исследованию растворимости этих газов посвящено значительное количество как экспериментальных, так и расчетно-теоретических работ.

Однако, имеющиеся в литературе сведения о поведении растворимости O_2 и H_2 вблизи температуры насыщения не всегда однозначны и часто противоречат друг другу даже при атмосферном давлении. В частности, в известном справочнике химика приведены данные, согласно которым растворимости водорода и кислорода при атмосферном давлении ведут себя симбатно, практически не снижаясь вплоть до температуры кипения. Более того, растворимость водорода в интервале температур 60 – 100 °С вообще остается постоянной. Вместе с тем, данные говорят о существенном различии в поведении растворимости кислорода и водорода в рассматриваемой области температур и давлений. По данным имеет место существенное снижение растворимости водорода начиная с 80 °С, в то время как растворимость кислорода слабо изменяется в этом диапазоне температур.

В настоящей работе представлены результаты экспериментальных исследований по определению изменения растворимости молекулярных водорода и кислорода при температурах близких к температурам кипения при давлении 750 ± 5 мм.рт.ст. в дистиллированной воде.

Полученные экспериментально зависимости, описывающие изменение концентрации растворенного кислорода, существенно отличаются от водородных кривых (см. рисунок 1). Концентрация растворенного кислорода в диапазоне температур от 80 до 98 °С почти не изменяется и только в непосредственной окрестности температуры кипения начинается ее снижение. Концентрация растворенного водорода монотонно снижается во всей рассматриваемой области и вблизи температуры кипения имеет тенденцию к резкому уменьшению, стремясь к нулевым значениям. Полученные нами экспериментальные данные по поведению растворимости водорода и кислорода в дистиллированной воде существенно расходятся с данными, приведенными в справочнике, но находятся в согласии с приведенными в ссылке.

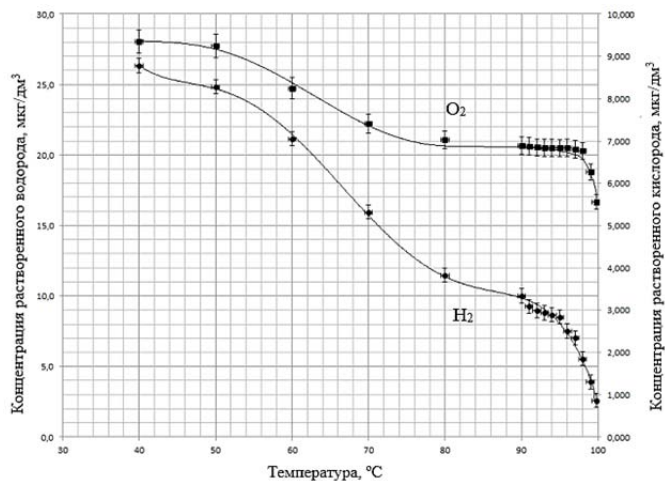


Рисунок 1. Изменение концентрации молекулярных водорода и кислорода в дистиллированной воде в диапазоне температур от 40 °С до температуры кипения

Таким образом, вблизи температуры насыщения возможно резкое снижение концентрации водорода, что в реальных условиях приведет к ослаблению эффекта подавления промежуточных стадий образования O_2 и H_2O_2 и интенсивной наработке окислительных продуктов радиолитического распада в условиях активной зоны ядерного реактора.

ОБОСНОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ХРАНЕНИИ ЯДЕРНЫХ ДЕЛЯЩИХСЯ МАТЕРИАЛОВ В НЕСТАНДАРТНЫХ УПАКОВКАХ

Р.В. Самохвалов, А.В. Акимов, А.П. Малков, Е.С. Фраз

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одним из этапов при обращении с ядерными делящимися материалами (ЯДМ) является их временное хранение в специально-отведенных для этого местах – хранилищах, бассейнах выдержки, радиационно-защитных камерах. В соответствии с требованиями нормативных документов ядерная безопасность размещения различных типов ЯДМ в местах хранения должна быть обоснована. В ходе расчетного анализа определяют такое количество, а также геометрию размещения упаковок с ЯДМ, чтобы эффективный коэффициент размножения нейтронов ($K_{эфф}$) не превышал 0,95 при нормальных условиях эксплуатации и 0,98 в случаях постулируемых аварийных ситуаций. К таковым относятся: смещение упаковок со своих штатных позиций, затопление мест хранения водой, ошибочное размещение упаковок в местах, где их хранение не предусмотрено. При проведении расчетов также требуется учитывать наличие отражателя нейтронов вокруг систем, моделирующих хранение упаковок в местах хранения. В качестве такого отражателя может выступать тело оператора, выполняющего работы с упаковками (если в местах хранения не предусмотрены устройства, позволяющие работать с упаковками дистанционно). Поскольку большинство помещений, в которых осуществляется хранение упаковок с ЯДМ, выполнены из бетона, то немаловажным при анализе ядерной безопасности (ЯБ) будет учет отражающих свойств данного материала. Также согласно требованиям, при анализе ЯБ должны учитываться такие количество, плотность и распределение замедлителя нейтронов (вода), при которых будут достигаться наибольшие значения $K_{эфф}$.

В данной работе приведены основные методические особенности при анализе и обосновании ЯБ размещения нестандартных упаковок с различными типами ЯДМ при обращении с ними в научно-исследовательской организации.

При проведении анализа ЯБ используют результаты расчетов значений $K_{эфф}$, по аттестованной Ростехнадзором программе MCU-RFFI/A. Анализ безопасности при нормальной эксплуатации и постулируемых аварийных ситуациях был выполняются в полном соответствии с требованиями государственных нормативных документов в области использования атомной энергии. По результатам нейтронно-физических расчетов устанавливают количественные и геометрические ограничения для обеспечения требований ЯБ.

Специфика деятельности научно-исследовательской организации предполагает использование разнообразных ЯДМ, таких, как: металлический уран, металлический плутоний, оксид плутония и оксид урана с различным обогащением по ^{235}U . Приведенные типы ЯДМ могут размещаться в разнообразных упаковках, которые отличаются по форме и объему. В таблице, для примера, приведены характеристики ЯДМ и упаковок, которые планируют использовать при проведении исследований.

Таблица. Характеристики ЯДМ и упаковок

№ п/п	Тип ЯДМ	Обогащение урана по ^{235}U , %	Максимальный объем упаковки, л	Максимальная масса ^{235}U или Pu, кг
1.	Pu_{met}	-	0,2	2,5
2.	PuO_2	-	0,77	5,2
3.	U_{met}	96,0	1,0	10,4
4.	UO_2	96,0	2,5	10,3
5.		38,0	4,5	9,9
6.		22,0	5,5	10,6
7.		11,0	11,4	12,1
8.		6,7	12,0	7,6

В рамках применяемого методического подхода при обосновании ядерной безопасности для расчетного анализа выбирают такую упаковку с ЯДМ, которая приводит к максимальным значениям $K_{эфф}$. С учетом многообразия форм упаковок в консервативном приближении ЯДМ задают в объеме сферы (данный вариант формы приводит к наибольшим значениям $K_{эфф}$). Проводят расчеты одиночной упаковки с различными типами ЯДМ в зависимости от массы Pu (^{235}U) в составе ЯДМ и объема упаковки. По результатам расчетов ЯДМ, с характеристиками, представленными в таблице, было получено, что наибольшие значения $K_{эфф}$ достигаются для упаковки под номером 7, когда ее объем составляет 11,4 л, а масса ^{235}U в составе ЯДМ – 1,9 кг. В дальнейших расчетах используют именно этот вариант упаковки.

Основным конструкционным материалом, из которого состоит хранилище, является бетон. Данный материал обладает свойствами отражателя нейтронов и может существенным образом повлиять на значения $K_{эфф}$. Поэтому в ходе реализации методического подхода был выполнен анализ влияния бетонных конструкций (пол, стены) на значения $K_{эфф}$ при размещении упаковок с ЯДМ в местах хранения. Помимо бетонных конструкций, в работе учитывался тот факт, что внутри хранилища может находиться персонал, который выполняет операции с упаковками (транспортирование, установка на места хранения, взятие упаковок в работу) и, следовательно, контактирует с ними (выступает в роли отражателя нейтронов). Чтобы это учесть, вокруг систем, моделирующих размещение упаковок с ЯДМ в местах хранения, задавали плотноприлегающий отражатель из воды. Ниже приведены максимальные значения $K_{эфф}$, полученные при рассмотрении систем с учетом и без учета бетонных конструкций и отражателя из воды:

- 0,949 (в расчетах не учитываются бетон и отражатель из воды);
- 0,950 (в расчетах учитывается бетон, но не учитывается отражатель из воды);
- 0,965 (в расчетах учитывается отражатель из воды, но не учитывается бетон);
- 0,973 (в расчетах учитываются бетон и отражатель из воды).

Дополнительно была рассмотрена система, моделирующая место хранения упаковок с ЯДМ, у которой вместо плотноприлегающего отражателя из воды вокруг системы был задан плотноприлегающий отражатель из бетона. В этом случае значение $K_{эфф}$ превысило 1,0 (оказалось гораздо выше, чем в случае отражателя из воды). Следовательно, бетон обладает более сильными отражающими свойствами, чем вода.

Из расчетов видно, что в случае, когда учитываются бетон и отражатель из воды, $K_{эфф}$ принимает наибольшие значения, чем без их учета. Таким образом, в ходе реализации методического подхода было доказано, что при анализе ЯБ необходимо учитывать строительные конструкции из бетона (пол и стены), из которых выполнены хранилища, а также отражатель из воды вокруг анализируемых систем.

Для систем, моделирующих размещение нестандартных упаковок с ЯДМ в местах хранения, должны быть проведены расчеты в зависимости от плотности замедлителя нейтронов (воды) внутри и вне упаковок. Так моделируются ситуации, связанные со скоплением конденсата внутри упаковок, прорыв водопровода с дальнейшим затоплением хранилища или попадание осадков в случае разрушения крыши хранилища. Различная плотность воды может существенным образом влиять на величину $K_{эфф}$, особенно при анализе ЯБ различных стеллажей или бассейнов выдержки, где упаковки расположены в узлах регулярной решетки. Для подобных систем максимальные значения $K_{эфф}$ могут достигаться при промежуточной плотности воды и превышать допустимые значения, установленные требованиями правил ЯБ. В данной работе под плотностью воды понимали различную ядерную концентрацию воды, соответствующую той или иной плотности.

Во время хранения упаковок с ЯДМ в хранилище, возможны такие ситуации, что упаковки сместятся со своих штатных позиций или в места хранения по ошибке будет установлена дополнительная (лишняя) упаковка. При реализации рассматриваемого методического подхода были смоделированы данные ситуации. Чтобы не происходило наложение нескольких аварийных событий одновременно, все расчеты моделируемых систем выполняли в нормальных условиях (внутри и вне упаковок воздушная среда). По результатам расчетов было установлено, что в рассматриваемых аварийных ситуациях значения $K_{эфф}$ не превышают допустимую величину (0,98), установленную в нормативных документах по ЯБ.

Исходя из данных, приведенных в работе, можно выделить следующие методические особенности при анализе ядерной безопасности размещения нестандартных упаковок с ЯДМ в хранилище:

- анализ представленных ЯДМ и выбор «наихудшего» по параметрам ядерной безопасности из них;
- в рамках консервативного подхода нестандартные упаковки в расчетах должны задаваться в объеме сферы;
- расчетный анализ необходимо проводить с учетом строительных конструкций из бетона и отражателя из воды;
- в расчетах нужно рассматривать заполнение хранилища и упаковок замедлителем нейтронов (водой) различной плотности;
- должны рассматриваться ситуации, связанные со смещением упаковок со своих штатных позиций, а также ошибочная установка дополнительных упаковок в места хранения.

Все полученные, в ходе реализации методического подхода, результаты расчетов полностью удовлетворяют требованиям правил ядерной безопасности и не выходят за рамки допустимых величин при нормальных условиях эксплуатации (везде воздушная среда), а также при рассмотренных аварийных ситуациях. Методический подход является вполне универсальным и может применяться в случае анализа и обоснования ЯБ любых хранилищ, в которых осуществляется временное хранение упаковок с ЯДМ.

ВОДНО-ХИМИЧЕСКИЙ РЕЖИМ РЕАКТОРОВ БАСЕЙНОВОГО ТИПА: МНОГОЛЕТНИЙ ОПЫТ АО «ГНЦ НИИАР»

А.Л. Ижutow, О.Н. Владимирова, А.Ю. Халяпин, С.А. Сазонтов,
В.И. Васильев, Е.О. Соловова, С.А. Дубинина, Э.В. Зюзина

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» на протяжении многих лет успешно эксплуатируются реакторы бассейнового типа РБТ-6 (введен в эксплуатацию в 1975 г.) и РБТ-10/2 (1984 г.). Здесь проводят испытания материалов в потоках нейтронов средней интенсивности, легируют кремний, облучают минералы и нарабатывают изотопную продукцию. Приоритетный выбор и повышенный интерес к особенностям эксплуатации данных установок обусловлен желанием многих стран создать на своих территориях центры развития инновационных технологий в сфере ядерной медицины и радиационной модификации материалов. Основой данных центров будут исследовательские реакторы, как правило, бассейнового типа.

Анализ состояния уже действующих установок за длительный период эксплуатации позволит оценить правильность выбранных технологий, выполнить корректирующие мероприятия и внедрить их при создании новых реакторов. К таким технологиям относится организация водно-химического режима (ВХР) первого контура, так как качество теплоносителя является одним из важнейших факторов, влияющих на коррозию конструкционных материалов контура и оболочек твэлов, следовательно, и на безопасную эксплуатацию реакторной установки в целом.

Мощностные характеристики реакторов бассейнового типа РБТ-6 и РБТ-10/2 (6 и 10 МВт соответственно) позволяют в качестве теплоносителя первого контура использовать дистиллят высокой чистоты без добавления корректирующих добавок для подавления радиолиза или «мягкого» регулирования реактивности. Качество теплоносителя регламентируется отраслевым стандартом ОСТ 95 10134-91 «Режим водно-химический первого контура исследовательских реакторов бассейнового типа, средства его поддержания и контроля. Общие требования по коррозионной стойкости конструкционных материалов» и поддерживается за счет применения исходной воды высокой чистоты и непрерывной работы ионообменных фильтров.

Для случаев, когда мощность проектируемой установки более 10 МВт, может быть востребован опыт организации и поддержания ВХР основных контуров исследовательского реактора МИР (эксплуатируется с 1967 г.). Он является канальным, и размещен в бассейне с водой. Технологии водоподготовки исходного дистиллата и организации ВХР первого контура и бассейна реактора аналогичны применяемым для установок РБТ, однако условия эксплуатации более энергонапряженные: проектная мощность 100 МВт, номинальная – 30-60 МВт.

В докладе представлены общие принципы и особенности поддержания нейтрального бескоррекционного водно-химического режима в бассейнах реакторов РБТ-6, РБТ-10/2, МИР, эксплуатирующихся в АО «ГНЦ НИИАР». Приведены фактические среднегодовые значения основных параметров теплоносителей за период 2000-2022 гг.

ОПЫТ РАЗВИТИЯ ПРОИЗВОДСТВА ЯДЕРНО-ЛЕГИРОВАННОГО КРЕМНИЯ В ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ ВВР-Ц

Ю.А. Бабаева, О.Ю. Кочнов, В.И. Степанов, А.А. Стук, А.Н. Филичкин

АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск

Ядерное (нейтронно-трансмутационное) легирование прочно заняло ведущее место в получении высококачественного полупроводникового кремния для силовой электроники и электроэнергетики. Преимущества метода – однородность и точность легирования, а также отсутствие полосчатой микронеоднородности распределения удельного электрического сопротивления (у.э.с.) в объеме монокристалла особенно востребованы для получения монокристаллов кремния, используемых при изготовлении мощных силовых полупроводниковых приборов (СПП).

Практическая реализация получения однородно-легированного полупроводникового кремния со стабильными и воспроизводимыми электрическими свойствами потребовала решения ряда научных, технических и технологических задач, касающихся основных стадий процесса ядерного легирования: получение исходного высокоомного монокристаллического кремния (заготовок), облучение в ядерном реакторе, дезактивация облученных слитков, отжиг радиационных дефектов. Отечественная технология ядерного легирования кремния была разработана в начале 80-х гг. в Обнинске в Филиале «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» на базе исследовательского ядерного реактора (ИЯР) ВВР-ц. Еще в 1971 году авторами Харченко В.А., Соловьевым С.П. впервые были опубликованы результаты повышенной однородности распределения у.э.с. в слитках кремния облученных в ИЯР ВВР-ц. За их работой последовали обширные исследования во всем мире, которые привели к коммерческому использованию метода ядерного (нейтронно-трансмутационного) легирования кремния.

Достаточно быстро отечественная технология ядерного легирования кремния была внедрена и освоена, как на ряде исследовательских ядерных реакторах, так и на промышленных реакторах и реакторах РБМК АЭС.

В этот период нами были выработаны определяющие требования к зоне облучения монокристаллов кремния независимо от типа используемого реактора, которые приведены в таблице 1.

Таблица 1

Параметр	Оптимальные значения	Допустимые значения
Плотность потока тепловых нейтронов, н/см ² с	$5 \cdot 10^{13}$	$4 \cdot 10^{12} - 2 \cdot 10^{14}$
Отношение плотности потока тепловых нейтронов к быстрым ($E_0 > 0,1$ МэВ)	≥ 50	≥ 10
Равномерность облучения, % - в радиальном направлении - в аксиальном направлении	± 1 ± 3	± 3 ± 5
Температура облучения, °С	60	150
Размеры облучаемых монокристаллов, мм - диаметр - длина	до 205 до 600	до 105 до 100

Первые коммерческие партии ЯЛК были получены при индивидуальном облучении в статике отдельно взятого слитка кремния диаметром до 44 мм и длиной до 100 мм в канале активной зоны ИЯР ВВР-ц. С увеличением размеров слитков была разработана (совместно с ГИРЕДМЕТОМ) и внедрена на реакторе ВВР-ц первая специализированная технологическая линия производства ЯЛК с установкой облучения «Топаз-2», в облучательной части которой были учтены недостатки предыдущего способа облучения в статике (1983 г.). При облучении монокристаллов кремния диаметром до 85 мм и длиной до 500 мм на установке «Топаз-2», облучательная часть которой размещена в периферийном сквозном вертикальном сухом канале, используется непрерывная протяжка сверху вниз столба контейнеров с заданной скоростью и постоянным вращением столба контейнеров вдоль зоны облучения. Такой способ облучения позволил исключить влияние малых размеров активной зоны легководного реактора и существенно увеличить производительность установки при этом получать ЯЛК марок КОФ повышенного качества (ТУ 48-4-443-83 с индексами а,б,е).

Однако, с дальнейшим увеличением диаметра слитков до 200 мм, становится технически сложным обеспечивать теплосъем при облучении слитков в сухом канале. Даже свинцовый экран в зоне облучения с дополнительным воздушным охлаждением не исключают разогрев слитков в зоне облучения более 150 °С. Очевидно, что облучение монокристаллов кремния диаметрами от 105 до 200 мм целесообразно проводить в глухих каналах с циркулирующим охлаждающим дистиллятом способом возвратно-поступательного перемещения контейнера с одновременным вращением вдоль оси перемещения (в случае облучения в легководном реакторе). Такая установка создается в слабопоточном периферийном канале реактора ВВР-ц («Алмаз-2М») для прецизионного облучения монокристаллов и пластин кремния диаметром до 105 мм (с модернизацией до 125 мм) с целью получения высокоомных марок КОФ, а также для получения ЯЛК для фотоприемников, детекторов излучения и высокоомных государственных стандартных образцов у.э.с.

За время эксплуатации оборудования технологической линии производства ЯЛК с установкой облучения «Топаз-2» и обработки огромного массива экспериментальных данных, полученных на основе выпуска партий ЯЛК, как для отечественных, так и для зарубежных фирм, были оптимизированы также способы дезактивации облученных слитков, разработаны режимы отжига радиационных дефектов (РД) в зависимости от условий облучения, которые обеспечивали минимальную степень деградации времени жизни неравновесных носителей в ЯЛК.

Учитывая мировые тенденции в развитии производства ЯЛК, направленные на увеличение диаметра слитков (до 200 мм) с одновременным повышением требований к выходным электрофизическим параметрам ЯЛК со стороны изготовителей мощных СПП, наблюдается в последнее время стабильный прирост объемов потребления ЯЛК из-за роста количества электромобилей с высоковольтной батареей, инверторного оборудования, состоящего из мощных электрических ключей (IGBT-транзисторы, IGCT-тиристоры). Все полупроводниковые ключи с рабочими напряжениями выше 1600 В изготавливаются из ядерно-легированного кремния. Отдельные аналитики прогнозируют рост мирового рынка ЯЛК (NTD-кремния) с 150 тонн до 500 тонн в год. Поэтому во многие вновь строящиеся реакторы еще на этапе проектирования закладывают каналы для получения ЯЛК, надеясь таким образом повысить эффективность работы реактора.

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ НЕРАВНОМЕРНОСТИ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТОПЛИВА ПО ВЫСОТЕ «СВЕЖЕЙ» ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ НА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ВВР-Ц

Е.В. Никулин¹, Д.А. Пахолик¹, О.Ю. Кочнов¹, М.В. Щуровская²

¹ АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск

²ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"», г. Москва

Реактор ВВР-ц принадлежит к распространенному типу исследовательских реакторов, на протяжении десятков лет успешно работающих в российских и зарубежных организациях, в том числе АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова». Реактор использует высокообогащенное топливо в виде диоксида урана, диспергированного в алюминиевую матрицу. Такая структура позволяет достигать глубоких выгораний топлива. Однако технология производства не обеспечивает идеальной равномерности распределения топлива по ТВС и четких границ активной зоны.

Повышение безопасности и эффективности эксплуатации исследовательских реакторов в настоящее время в значительной мере связано с использованием прецизионных программ нейтронно-физического расчета. Погрешность прецизионных программ расчета методом Монте-Карло определяется только погрешностью библиотек ядерных данных. Итоговая погрешность расчетного прогноза характеристик реактора зависит не только от погрешности модели, но и от неопределенностей в исходных данных, связанных с технологическими допусками и погрешностями измерения. Вклад этих неопределенностей в расчетный прогноз часто существенно превышает погрешность расчетной модели. Поэтому исследования, направленные на уменьшение неопределенности в исходных данных для расчета экспериментальных и энергетических реакторов, являются актуальными.

В силу особенностей изготовления твэлов трубчатого типа с уран-алюминиевым топливом, распределение урана по высоте необлученной ТВС имеет некоторую неравномерность. В частности, наблюдается уменьшение концентрации топлива на периферии ТВС. Проведены измерения распределения ^{235}U по высоте необлученной ТВС реактора ВВР-ц для чего была применена аппаратура сканирующего типа. Основными частями измерительной системы являлись коллиматор и спектрометрическая система InSpector. Результат измерений представлен на рисунке 1.

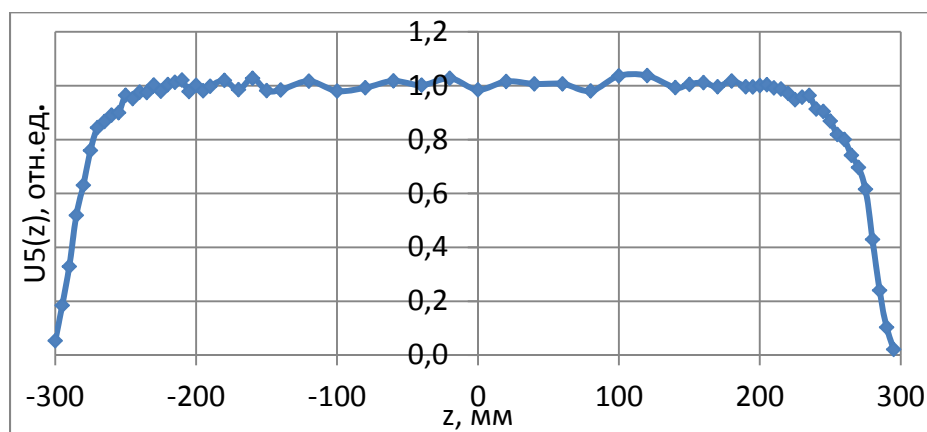


Рисунок 1. Распределение ^{235}U по высоте необлученной ТВС реактора ВВР-ц

Проведены расчетные исследования влияния измеренной неравномерности распределения топлива по высоте ТВС ВВР-ц на коэффициент размножения нейтронов и распределение энерговыделения по высоте с помощью программы MCU-PTR.

Рассчитана бесконечная в горизонтальной плоскости решетка из ТВС ВВР-ц с высотой активной части 60 см и верхним и нижним торцевым отражателем толщиной 30 см, состоящим из смеси воды и алюминия. На внешней границе торцевых отражателей задано условие «черного поглощения». Рассчитано выгорание в течение 390 суток при мощности 143кВт на ТВС.

Рассмотрено три варианта задания исходного распределения топлива и разбиения на высотные слои при расчете выгорания:

U(z)-0 – исходное распределение урана равномерное, выгорание с одним высотным слоем (постоянное по высоте выгорание);

U(z)-1 – исходное распределение урана равномерное, 24 слоя по высоте с разным выгоранием;

U(z)-2 – исходное распределение урана неравномерное, 24 слоя по высоте с разным выгоранием.

Неравномерное исходное распределение урана по высоте получено путем усреднения измеренного распределения с равномерным шагом 2,5 см. В расчетной модели неравномерное исходное распределение урана моделировали путем изменения в высотных слоях толщины топливного сердечника при постоянной концентрации урана или изменением концентрации урана при постоянной толщине сердечника. Описанные модели дают практически одинаковые результаты.

Результаты расчета коэффициента размножения представлены в таблице 1 (статистическая ошибка не более 0,0002).

Таблица 1 – Зависимость коэффициента размножения от выгорания при разном исходном распределении топлива по высоте

T, сут	Выгорание, %	k _{эфф}		
		U(z)-2	U(z)-1	U(z)-0
0	0	1,445	1,437	1,437
4	0,6	1,388	1,381	1,382
30	4,9	1,362	1,356	1,358
120	19,3	1,296	1,287	1,296
210	33,6	1,217	1,205	1,221
300	47,6	1,116	1,101	1,127
390	60,4	0,985	0,967	1,005

При нулевом выгорании разница между вариантами с равномерным и неравномерным распределением урана по высоте составляет 0,3%Δk/k, при выгорании 19% (типичное среднее по активной зоне выгорание реактора ВВР-ц) эта разница увеличивается до 0,5%Δk/k.

Уменьшение количества топлива по краям ТВС и увеличение количества топлива в центре ТВС по высоте выражается в росте k_{эфф} в сравнении с равномерным распределением топлива, так как уменьшается количество нейтронов, родившихся в крайних по высоте зонах, и, как следствие, уменьшается торцевая утечка нейтронов.

На рисунке 2 представлено распределение энерговыделения по высоте ТВС при выгорании 0 и 120 суток с использованием трех вышеописанных вариантов исходного распределения урана по высоте. Использование равномерного исходного распределения топлива по высоте приводит к занижению энерговыделения в центре ТВС на 4-7% и завышению энерговыделения по краям по сравнению с вариантом, в котором использовано измеренное исходное распределения топлива по высоте.

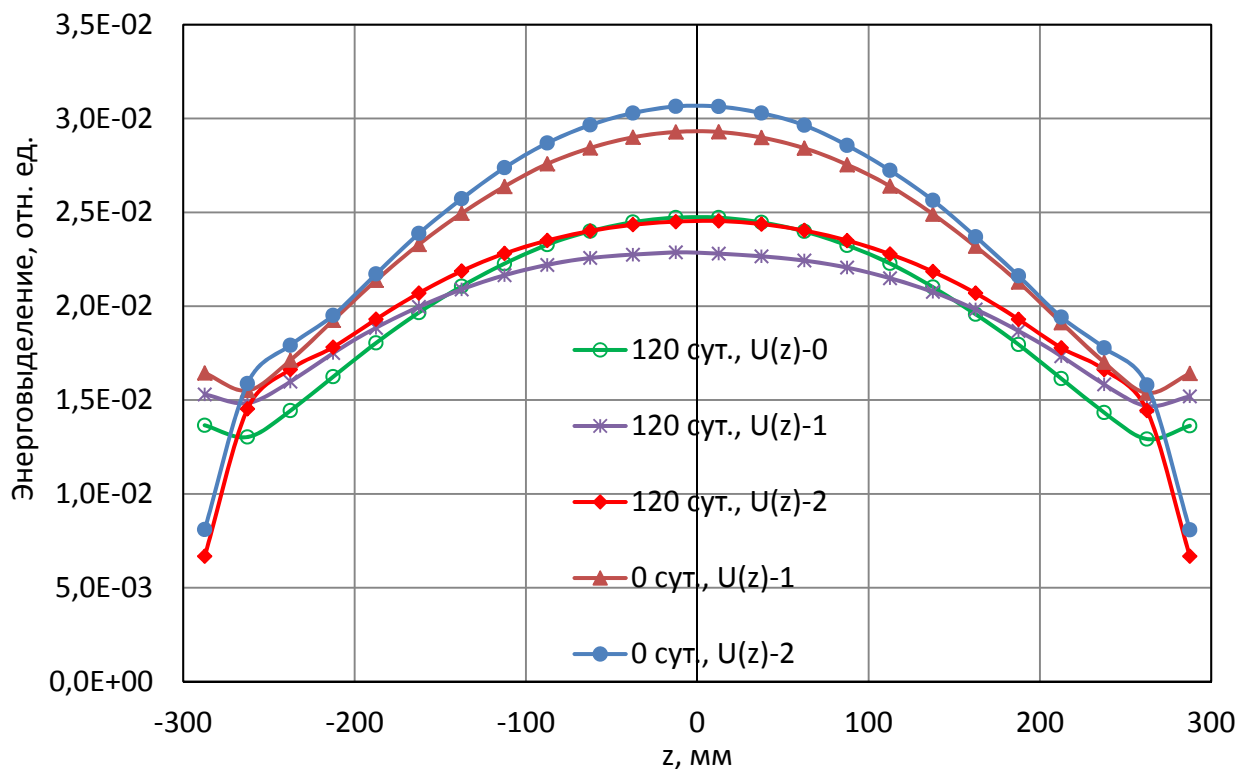


Рисунок 2. Расчетное распределение энерговыделения по высоте ТВС при выгорании 0 и 120 суток для равномерного и неравномерного исходного распределения урана по высоте.

В результате, проведенные исследования показали, что неопределенность исходного распределения урана по высоте может оказать существенное влияние на расхождение расчета и эксперимента в коэффициенте размножения, изменяется также форма распределения остаточного содержания ^{235}U по высоте отработавших ТВС.

Учет измеренного распределения топлива по высоте необлученной ТВС ВВР-ц в расчетной модели позволит снизить влияния неопределенностей на результаты расчета и уменьшить погрешность расчетного прогноза характеристик реактора.

РАСЧЁТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НАРАБОТКИ УГЛЕРОДА-14 В РЕАКТОРАХ ИНСТИТУТА

Е.И. Ефимов, М.Ф. Валишин, В.В. Пименов, А.И. Долгов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В рамках предварительной оценки возможности облучения мишеней для наработки углерода-14 в реакторах СМ, МИР, РБТ-10/2 и РБТ-6 разработаны эскизы мишеней и проведены расчёты по определению длительности облучения для достижения требуемой удельной активности. Загрузка мишеней в каналы указанных реакторов позволит увеличить эффективность использования имеющихся облучательных объёмов.

Ампулы для наработки радиоизотопа углерод-14 представляют собой цилиндрическую конструкцию из алюминиевого сплава. В ампулу загружают стартовый материал в виде прессованных таблеток из нитрида алюминия. Конструкция ампул, а также способ их размещения, различаются:

– в реакторе СМ цилиндрические ампулы предполагается установить в пяти каналах отражателя дальнего ряда;

– в реакторе МИР стартовый материал предполагается разместить в штатный вытеснитель рабочей ТВС, в активную зону предполагают загрузить пять ампул;

– в реакторах РБТ-6 и РБТ-10/2 цилиндрические ампулы предполагается разместить в экспериментальных ячейках активной зоны вместо алюминиевых вытеснителей, в количестве до 4-ых ампул в каждом из реакторов.

При проведении нейтронно-физических расчётов использовались полномасштабные расчётные модели реакторов, разработанные в прецизионном коде MCU-PTR. В этих моделях детально описаны, с учётом размеров, формы и материального состава, конструктивные элементы активной зоны, ТВС, регулирующие органы системы управления и защиты, экспериментальные каналы и другие элементы, значимые с точки зрения нейтронной физики. Расчёты проводились для типовых загрузок активных зон реакторов и их каналов (ячеек).

Для оценки времени наработки удельной активности радиоизотопа проведены расчёты скорости реакции ${}^{14}_7N(n,p){}^{14}_6C$ в объёме стартового материала ампул. Для рассчитанной скорости реакций получена скорость наработки активности углерода-14 в ампулах.

Полученная информация будет использована при обосновании безопасности реакторной наработки углерода-14, а также в случае необходимости изменения конструкции ампулы с целью повышения эффективности наработки радиоизотопа.

АНАЛИЗ АВАРИЙ С ВЫБРОСОМ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ НА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ ВВЭР С УЧЁТОМ РЕАЛЬНЫХ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ УСИЛИЙ

Г.А. Рябов, М.А. Увакин

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

Работа направлена на обоснование консервативного подхода, применяемого при анализе аварии на РУ ВВЭР (АЭС-2006) с выбросом одного кластера поглощающих элементов из активной зоны при работе реактора на номинальной мощности. Данное исходное событие входит в рекомендуемый перечень проектных аварий и должно рассматриваться при обосновании безопасности. В настоящее время при моделировании данной аварии предполагается, что выброс ОР СУЗ из активной зоны происходит за 0,1 секунду по линейному закону. Поскольку проведение экспериментального исследования данного процесса затруднительно, представляется актуальным численное моделирование с учетом реальных гидродинамических усилий.

В работе решается задача о нахождении закона движения одиночного кластера ОР СУЗ при постулируемом его выбросе в аварии с разрывом чехла привода. Для этого используется математическая модель ОР СУЗ, в которой учитываются геометрические характеристики ПЭЛ и гидродинамическая обстановка в активной зоне при возникновении течи.

Моделирование самой аварии проводится с помощью РК КОРСАР/ГП для случаев линейного выброса и полученного реалистичного закона выброса. Дополнительно рассматривается вариант выброса за 0,1 секунду с сохранением формы кривой реалистичного закона. Полученные результаты позволяют сделать заключение о консервативности применяемой методики при моделировании данной аварии.

РАСЧЁТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОБЛУЧЕНИЯ МИКРОСФЕР ГОЛЬМИЯ-165 В РЕАКТОРЕ РБТ-6

М.Ф. Валишин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Полимерные микросферы из полилактида, наполненные радионуклидом гольмия-165, применяют для лечения пациентов с неоперабельными метастазами в печени.

В России предполагается осуществлять нейтронную активацию гольмиевых микросфер на реакторе РБТ-6 в специально разработанных каналах, размещенных в ЭУ «Корпус». При этом конструкция каналов и облучательных устройств должны обеспечивать не только необходимый уровень потока нейтронов, но и приемлемый температурный режим, так как температура стеклования микросфер гольмия-165 составляет 50°C.

Гольмиевые микросферы предложено облучать в герметичных капсулах, выполненных из полиэтилена высокой плотности с гелиевым заполнением, которые, в количестве 5-ти штук, размещаются в алюминиевой ампуле диаметром 26 мм и толщиной стенки 1 мм.

Для снижения радиационного энерговыделения при работе на номинальном уровне мощности реактора, размещение ампул предполагается в центральных ячейках ЭУ «Корпус» внутри радиационно-защитного блока. Радиационно-защитный блок представляет собой короб, выполненный из нержавеющей стали толщиной 1 мм, со свинцовой засыпкой и полостью для размещения в нем канала для загрузки ампулы.

Учитывая, что температура теплоносителя первого контура реактора РБТ-6 может достигать 60°C, охлаждение ампул с микросферами гольмия необходимо осуществлять подачей в канал дистиллированной воды, температурой не более 20°C, из специального бака, размещенного в центральном зале реактора. Для защиты ампул от нагрева со стороны радиационно-защитного блока канал устанавливается в полость с зазором 3 мм и оборудован переливными окнами в нижней части, через которые подъемным потоком подогретый теплоноситель охлаждает радиационно-защитный блок и смешивается с теплоносителем первого контура в бассейне реактора. Для снижения подогрева охлаждающей воды канал выполнен двухкорпусным с газовым заполнением.

Нейтронно-физический расчет условий облучения микросфер гольмия проводился в прецизионном коде MCU-FR. В результате были получены плотности потока тепловых нейтронов в гольмиевых микросферах, скорость активации гольмия-165, поглощенная доза и распределение энерговыделения в конструкционных материалах и мишенном материале.

Теплогидравлический расчет проводился с использованием вычислительного инструмента SolidWorks FlowSimulation. В результате серии расчетов получена оценка необходимого минимального расхода охлаждающей воды в канале, при котором температура гольмиевых микросфер ниже температуры стеклования.

Таким образом, расчетным способом обоснована предложенная конструкция облучательного устройства и схема его охлаждения и доказана возможность активации микросфер гольмия-165 в реакторе РБТ-6.

СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА СМ ПОСЛЕ МОДЕРНИЗАЦИИ

Р.З. Ханбиков, А.П. Малков, А.В. Пайдулов,
Н.Ю. Марихин, С.А. Сазонтов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Реактор СМ-3 – уникальная исследовательская ядерная установка, отличительными чертами которого являются:

- Высокая плотность нейтронного потока и его неравномерное распределение по активной зоне;
- Высокая неравномерность энерговыделения ввиду реализации нейтронной ловушки в центре активной зоны;
- работа реактора в режиме частичных перегрузок, вследствие чего в активной зоне меняется как профиль энерговыделения в активной зоне, так и эффективность рабочих органов системы управления и защиты (РО СУЗ).

В 2020-2021 гг. на реакторе СМ были проведены работы по модернизации, в ходе которых была увеличена количество ячеек в нейтронной ловушке, используемых для облучения, убраны центральные бериллиевые вкладыши и центральный компенсирующий орган, усовершенствованы рабочие органы и аппаратура СУЗ.

В настоящем докладе рассмотрены основные подходы, применяемые для сопровождения эксплуатации модернизированного реактора СМ. При сопровождении эксплуатации реактора СМ для определения характеристик реактора, важных для безопасности (запас реактивности, подкритичность, эффективность РО СУЗ), и повышения эффективности его использования, применяют комплексный подход, включающий применение как экспериментальных так и расчетных методов. Каждый из этих методов имеет свои достоинства и недостатки, свою область применения. Использование их в комбинации представляет собой реализацию, в методическом плане, базовых принципов безопасности ядерной энергетики – независимости и разнообразия, а также повышает надежность и достоверность получаемых результатов. Также в докладе приведена аналитическая информация о работе реактора в 2020-2022 гг. по вопросам компоновки активной зоны, обеспечения продолжительности кампаний, выполнения требований ядерной безопасности, обеспечения контроля нейтронно-физических характеристик активной зоны, показателей использования топлива. После модернизации с момента пуска реактора в октябре 2020 года до декабря 2022 года было проведено 74 кампании: десять в 2020 году и по тридцать две в 2021-2022 гг. соответственно. Во всех проведенных кампаниях заданный график работы реактора был обеспечен выбором загрузки активной зоны. Нарушений требований ядерной безопасности допущено не было.

РАСЧЁТНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ТЕПЛООБМЕННИКА РЕАКТОРА ВТГР С ЗАГЛУШЕННЫМИ МОДУЛЯМИ

Т.Р. Сметанин, В.В. Пахолков, С.А. Рогожкин

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Реакторная установка высокотемпературного газового реактора (РУ ВТГР) предназначена для производства высокотемпературного тепла. Одной из составных частей РУ ВТГР является высокотемпературный теплообменник (ВТ), предназначенный для передачи тепла от теплоносителя 1 контура (гелий) к теплоносителю 2 контура (гелий).

ВТ состоит из набора теплообменных модулей. Модуль представляет собой змеевиковый трубчатый теплообменник, в котором гелий 1 контура движется в межтрубном пространстве, а гелий 2 контура – внутри трубок. Высота активной части модуля (навивки теплообменных трубок) составляет 11,5 м, диаметр – 0,5 м. Параметры модуля в номинальном режиме: отводимая тепловая мощность равна 54 кВт, температура гелия 1 контура на входе/выходе равна 850/320 °С, скорость гелия 1 контура в узком сечении пучка около 13 м/с.

Между модулями установлены фигурные вытеснители, которые формируют канал для циркуляции гелия 1 контура, выполняя функцию ограничивающих обечаек, и допускают переток гелия между модулями в зазорах между вытеснителями. Фрагмент расчетной модели (сектор 90°) изображен на рисунке 1.

В случае возникновения межконтурной неплотности осуществляется глушение соответствующего модуля по 2 контуру с сохранением циркуляции теплоносителя 1 контура. Настоящий доклад посвящен расчетному исследованию теплогидравлических характеристик ВТ с заглушенными модулями.

Трехмерное численное моделирование течения гелия 1 контура в ВТ контуру выполнено с применением программы для ЭВМ FlowVision. Расчетная модель ВТ включала в себя семь модулей, ограниченных шестигранным каналом, центральный модуль заглушен. Трубный пучок моделировался объемом с изотропным гидравлическим сопротивлением и равномерным объемным теплоотводом в работающих модулях. Для оценки влияния турбулентного перемешивания в межтрубном пространстве модуля ВТ были проведены расчеты с эффективной теплопроводностью гелия, которая в 100 раз превышает теплопроводность неподвижного гелия.

В докладе приведены результаты расчетов течения гелия в модулях ВТ. Установлено, что при глушении модуля в ВТ происходит переток гелия 1 контура из заглушенного модуля к периферийным, что приводит к перераспределению расходов гелия по модулям. Получено распределение расхода гелия 1 контура по длине модулей ВТ. Расход гелия через заглушенный модуль за счет перетока в соседние модули уменьшается на 27%,

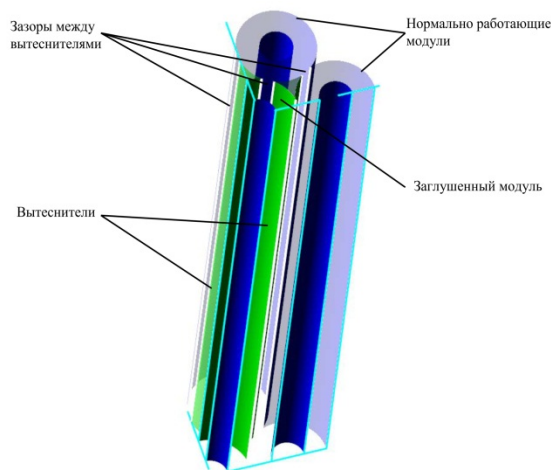


Рисунок 1. Фрагмент расчетной модели (сектор 90°)

температура гелия на выходе из заглушенного модуля примерно равна температуре на входе в него. Средняя температура на выходе периферийных модулей возрастает в среднем на 40 °С за счет поступления «горячего» гелия из заглушенного модуля.

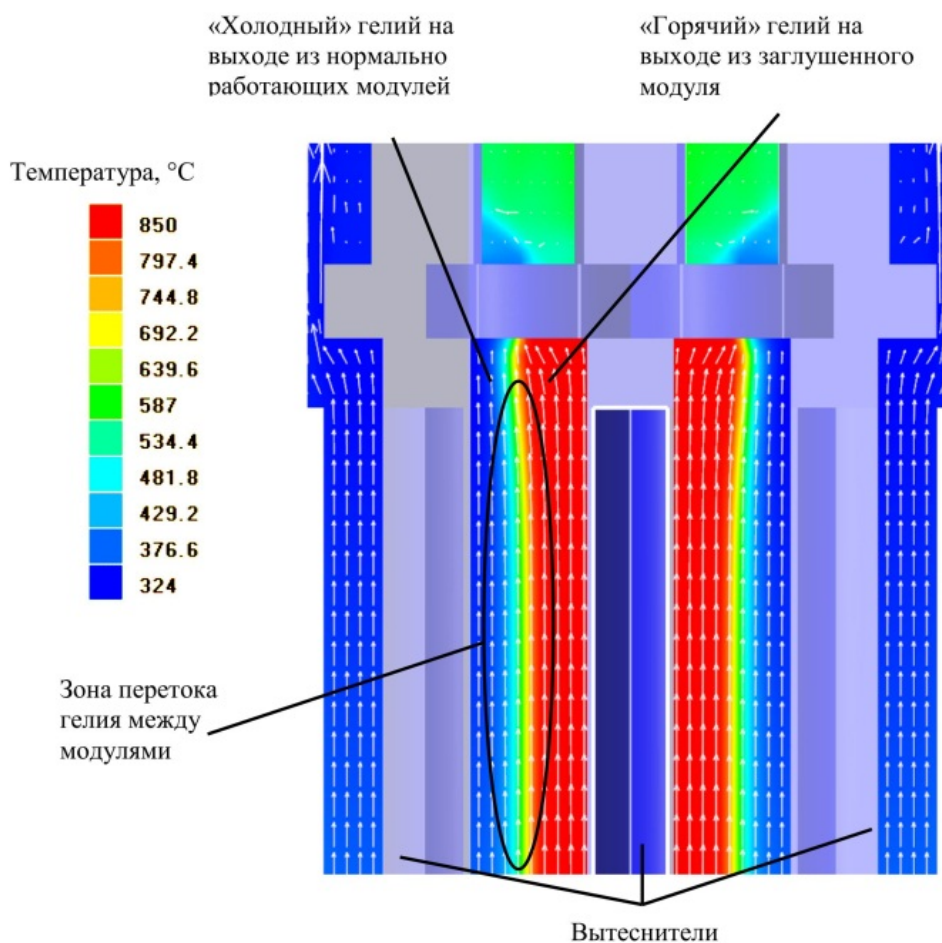


Рисунок 2 – Распределение температуры гелия 1 контура на выходе из модулей ВТ

В результате расчета определено поле температуры гелия на выходе из модулей, где происходит смешение потоков «горячего» и «холодного» гелия (см. рис. 2).

При глушении одного модуля разница температур гелия на выходе из модулей составляет от 385 до 491°С (изменяется в зависимости от интенсивности турбулентного перемешивания), что приводит к термоциклическим нагрузкам, сокращающим ресурс ВТ. Полученная амплитуда пульсаций температуры может быть использована при обосновании ресурса ВТ при работе с заглушенными модулями.

МЕТОДИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА РБТ-10/2 ПОСЛЕ ПЕРЕВОДА НА НОВЫЙ ТИП ТОПЛИВА

А.А. Хохлин¹, А.П. Малков^{1,2}, Е.И. Ефимов¹,
А.П. Зайченко¹, В.В. Пименов¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Реактор бассейнового типа РБТ-10/2 предназначен для проведения экспериментов по изучению изменения свойств материалов в процессе облучения при плотности потока нейтронов $10^{13} - 10^{14} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$, накопления радиоактивных нуклидов промышленного и медицинского назначения, радиационного легирования кремния, а также для облучения материалов, образцов и изделий до заданных значений доз нейтронного и гамма излучения с целью обеспечения требуемых свойств, в частности радиационного «окрашивания» топазов. В качестве топлива реактора РБТ-10/2 используется отработавшие ТВС реактора СМ.

В связи с переводом реактора РБТ-10/2 на отработавшее топливо реактора СМ с увеличенной стартовой загрузкой урана-235 в твэле требуется корректировка подходов к выбору загрузки активной зоны в связи со:

- снижением среднего выгорания топлива в ОТВС РУ СМ с 40,1% до 31,2 % после модернизации реактора СМ;
- варьируемым количеством и типом облучательных устройств для каждой загрузки;
- увеличением массы урана-235 в активной зоне;
- возрастанием коэффициентов неравномерности энерговыделения из-за увеличения диапазонов значений выгорания топлива в ТВС активной зоны от 30% до 52%.

Применены следующие компоновочные решения:

- выравнивание профиля энерговыделения и компенсация излишнего запаса реактивности стальными вытеснителями в ячейках экспериментальных каналов активной зоны;
- использование расчетного прогноза выгорания для подбора ячеек активной зоны, в которые необходимо загружать ТВС с выгоранием топлива, близкого к предельно допустимому значению, для достижения предельной глубины выгорания урана-235 к моменту очередной перегрузки;
- использованием прецизионного расчета выбранной компоновки для обоснования и подтверждения выполнения требований ядерной безопасности.

В работе описаны основные подходы, примененные при формировании компоновки активной зоны реактора РБТ-10/2, при подготовке каждой кампании после перевода на новый тип топлива и обеспечившие:

- соблюдение требований ядерной безопасности;
- требуемый запас реактивности;
- не превышение максимального коэффициента неравномерности энерговыделения;
- планируемую активность нарабатываемых радионуклидов.

ИННОВАЦИОННАЯ ПРОГРАММНАЯ ПЛАТФОРМА ИР/ГП ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПОДДЕРЖКИ ОПЕРАТОРА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР В РЕЖИМАХ СЛЕДОВАНИЯ ЗА НАГРУЗКОЙ

Н.А. Дарьин, М.А. Увакин

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

В докладе представлен концепт реализации программной платформы как средства дополнительной поддержки оператора для правильного ведения им технологического процесса с точки зрения соблюдения допустимых пределов работы реакторной установки, в особенности при ее работе в гибком графике нагрузки. Актуальность рассматриваемой темы обусловлена реалиями экономики – необходимостью повышения эффективности РУ при обязательном сохранении пределов безопасности. Сейчас АЭС в России работают в базовом режиме, но возможность изменять объем энерговыработки по требованию энергосетей значительно повысит их конкурентоспособность. Поэтому возникает необходимость в разработке и последующем внедрении программного средства, осуществляющего всестороннее обеспечение персонала АЭС оперативной и надежной информацией о состоянии РУ ВВЭР, главной специализацией которого являются именно маневренные режимы работы.

В соответствии с консервативным подходом к анализу аварий, требуется выполнять обоснованный выбор сценариев, соответствующих наиболее неблагоприятным последствиям исходного события. Проблема заключается в многообразии возможных исходных состояний РУ, в том числе и динамических, возникающих в ходе маневренных режимов, а также в рассмотрении большого количества возможных консервативных допущений (отказов систем и оборудования, ошибок оператора и т.д.). В итоге, выбор определяющих сценариев протекания аварий сопряжен с объемными и продолжительными многовариантными расчетами, охватывающими целые группы возможных исходных состояний и консервативно принимаемых условий развития аварийных процессов, включая большое количество вычисления для предварительного анализа. Для решения данной проблемы предлагается создание программной платформы, объединяющей группу модулей с разной функциональной нагрузкой.

За счет применения нейросетевого блока создается классификатор, способный выдавать заключения о сохранении пределов безопасности или прогнозировать решения по оптимизации алгоритмов управления. Для проверки полученных результатов, а также получения количественных значений исследуемых параметров для конкретной задачи используется блок моделирования маневренных режимов работы РУ. Объем расчетной модели РУ в предложенной разработке охватывает два контура циркуляции и может гибко изменяться при необходимости повышения скорости счета путем перехода на граничные условия.

Отличительной особенностью проекта является отсутствие равнозначных аналогов, а также широкий спектр решаемых задач, который не ограничивается маневренными режимами, позволяя пользователю решать ряд сопутствующих вычислительных задач. Например, проведение анализа неопределенностей, или обоснование целостности тепловыделяющих элементов, как сохранение главного барьера безопасности.

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПЛАНИРУЕМАЯ МОДЕРНИЗАЦИЯ КРИТИЧЕСКОГО СТЕНДА РЕАКТОРА СМ

Р.В. Нагайцев, А.В. Пайдулов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» эксплуатируют комплекс из двух стендов, критические сборки которых являются физическими моделями наиболее мощных исследовательских реакторов России – СМ и МИР.

На критической сборке реактора СМ-2 выполняют исследования по следующим направлениям:

- обоснование ядерной безопасной эксплуатации реакторов СМ с различными экспериментальными устройствами;
- определение нейтронно-физических характеристик экспериментальных каналов и устройств;
- выбор средств формирования режимов облучения и согласования заданных режимов испытаний ЭУ, одновременно облучаемых в реакторах;
- исследования в обоснование концепций модернизаций активных зон и принимаемых проектных решений;
- выполнение экспериментов с целью отработки методик расчета нейтронно-физических характеристик реакторов.

В докладе представлена информация об опыте эксплуатации и опыте использования критических стендов (КС) АО «ГНЦ НИИАР». Приведены основные физические и конструкционные особенности критической сборки, направления проводимых исследований, применение получаемых результатов. Показаны перспективы дальнейшей эксплуатации критстенда реактора СМ.

Для обеспечения выполнения программы экспериментальных работ выполняются работы по поддержанию оборудования, систем, и элементов критстенда СМ-2 в работоспособном состоянии (проверки, ремонт, техническое обслуживание, ревизии, поверки), а также работы по техническому освидетельствованию и продлению ресурса.

В связи с проведением работ по модернизации реактора СМ-3 в 2019-2020 гг. выполнены работы, в части документации, по модернизации критического стенда с целью приведения критсборки в состояние физической модели. Предполагаемые изменения критстенда затронут изменение конструкции сепаратора нейтронной ловушки, РО АЗ и их исполнительных механизмов, доработку пульта управления. Для приведения конструкции КС в соответствие с модернизированной активной зоной и СУЗ реактора СМ в проект КС внесены следующие изменения:

- изменена конструкция нейтронной ловушки сепараторного типа с увеличением количества ячеек для мишеней с 27 до 57;
- исключены центральный компенсирующий орган (ЦКО) и бериллиевые вкладыши;
- изменена конструкция рабочих органов АЗ с увеличением описанного диаметра и количества пэлов, включен в состав РО АЗ-КО нижний вытеснитель с замедляющими нейтроны материалом;
- заменены исполнительные механизмы РО АЗ КС СМ-2 на исполнительные механизмы РО АЗ-КО РУ РБТ-10.

В 2022 году выполнены проектно-конструкторские работы по корректировке схем управления исполнительных механизмов рабочих органов АЗ-КО.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РАСЧЁТЫ ПО ВЫБОРУ ОСНОВНЫХ РАЗМЕРОВ КОНТУРА ЦИРКУЛЯЦИИ И ПАРОГЕНЕРАТОРА НОВОГО ВОДО-ВОДЯНОГО ИНТЕГРАЛЬНОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ ВВЭР-И

М.М. Бедретдинов, М.А. Быков, Р.М. Следков, О.Е. Степанов

АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск

Востребованность малых АЭС в настоящее время возрастает огромными темпами. Интерес к атомным станциям малой мощности растет не только в России, но и в мире. Потенциальных областей их использования много, для нашей страны это в первую очередь надежное энергоснабжение отдаленных территорий. У каждого проекта атомной станции малой мощности есть свои привлекательные особенности.

В связи с нарастающей мировой потребностью в АЭС малой мощности, в 2022 году в АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» проведены исследования и конструкторские разработки интегральной РУ ВВЭР-И. В частности проводились расчетные исследования теплогидравлики первого контура данной РУ.

Цель данных расчетных исследований состояла в разработке оптимальной конструкции интегральной реакторной установки (ПГ расположен в корпусе РУ) и определении основных геометрических характеристик контура естественной циркуляции для обеспечения отвода требуемой мощности от активной зоны РУ при минимальных массо-габаритных характеристиках.

В ходе расчетных исследований определялась наиболее эффективная конструкция ПГ, оценивались гидравлические сопротивления активной зоны, ПГ и ВКУ, на основе которых определялась высота контура естественной циркуляции, проводилось обоснование надежного охлаждения активной зоны в стационарном режиме эксплуатации.

В ходе расчетов учитывались также критерии по предельным размерам, обеспечивающие транспортабельность реактора в сборе и по теплогидравлическим параметрам в активной зоне, не превышающих значений, для которых накоплен многолетний положительный опыт эксплуатации реакторов ВВЭР.

Выбор в пользу основных неизменных исходных данных был сделан исходя из рекомендаций. Такие параметры как тип ПГ, геометрические параметры и скорость теплоносителя в трубном пучке ПГ, компоновка активной зоны, подогрев теплоносителя в активной зоне, варьировались в ходе настоящих исследований. Варьирование этих параметров выполнялось с целью оптимизации высоты контура циркуляции теплоносителя и металлоемкости реакторной установки. Масса реактора определялась как суммарная масса корпуса реактора и теплообменной поверхности ПГ.

Расчеты проводились с использованием инженерной методики по выбору основных размеров на основе равенства движущего напора естественной циркуляции и суммарного гидравлического сопротивления контура циркуляции с использованием замыкающих соотношений по теплообмену и гидравлическим сопротивлениям. Для визуализации результатов расчетов и кроссверификации инженерной методики для одного из вариантов конструкции была разработана и применена упрощенная CFD-модель контура циркуляции, параметры которой были предварительно верифицированы на бенчмарках задач с естественной конвекцией. Для обоснования надежности охлаждения ТВС активной зоны в стационарном режиме эксплуатации использовался аттестованный код ТИГРСК.

Результаты расчета с использованием инженерной методики по выбору и оптимизации основных параметров на основе равенства движущего напора суммарному гидравли-

ческому сопротивлению РУ с достаточной точностью соотносятся с результатами расчетов по трехмерному CFD коду по температуре на входе/выходе активной зоны, а также скорости теплоносителя в активной зоне. Таким образом независимым расчетом подтверждена стабильность циркуляции теплоносителя по первому контуру.

По итогу исследований получены следующие результаты:

1. Выполнено сравнение нескольких типов ПГ и выбран U-образный вертикальный ПГ с движением теплоносителя в межтрубном пространстве.
2. Определены оптимальные параметры теплообменной поверхности ПГ.
3. Проведено сравнение влияния нескольких компоновок активных зон на массо-габаритные характеристики и размеры контура циркуляции РУ.
4. Определена оптимальная величина подогрева теплоносителя в активной зоне реакторной установки.
5. Обоснована надежность охлаждения активной зоны и оценен запас до кризиса теплообмена, даны рекомендации по конструкции тяговых труб для обеспечения некипящего режима циркуляции в самой напряженной ТВС.

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ И АНАЛИЗ НАКОПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОБЛУЧЁННЫХ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРА СМ

П.А. Зайченко, А.П. Малков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

При эксплуатации объектов использования атомной энергии образуется широкая номенклатура радиоактивных веществ (РВ) и отходов (РАО). В соответствие с законодательством Российской Федерации накапливаемые РВ и РАО должны отслеживаться по нуклидному составу и активности в государственной системе учета и контроля. В настоящее время система учета и контроля РВ и РАО находится в стадии становления и уточнения требований. В пользу этого свидетельствует тот факт, что различные редакции ключевого документа, регламентирующего требования в данном направлении, «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16), были последовательно утверждены в 2007, 2012 и 2017 годах.

Основной источник РВ при эксплуатации ядерных реакторов – отработавшее ядерное топливо (ОЯТ). Согласно требований НП-067-16 необходим расчет накопления РВ, анализ нуклидного состава и учет накопившихся РВ в ОЯТ. Поскольку топливо исследовательских реакторов отличается от топлива энергетических реакторов не только материальным составом и обогащением по изотопу урана-235, но и условиями эксплуатации, необходима разработка специализированного расчетного алгоритма, учитывающего особенности эксплуатации тепловыделяющих сборок в активной зоне конкретного реактора.

На сегодняшний день существует три основных способа получения информации о нуклидном составе ОЯТ – разрушающие, неразрушающие и расчетные исследования. Вследствие интенсивного потока излучений от ОТВС даже после длительного срока выдержки, первые два способа не нашли широкого распространения. В такой ситуации предпочтительным вариантом становится определение содержания РВ в ОЯТ расчетным путем. Расчетный алгоритм, разработанный на основе экспериментальных данных по нуклидному составу, обладает рядом преимуществ:

- оперативность определения содержания РВ в ОЯТ;
- отсутствует необходимость в работе с высокоактивными образцами;
- не требуется разрушать оболочки ТВЭлов ТВС - основной физический барьер, удерживающий продукты деления в герметичном объеме.

Для возможности обеспечения соблюдения требований НП-067-16 был разработан расчетный алгоритм определения РВ в отработавших ТВС реактора СМ, их массы и активности. Обладая модульным построением, алгоритм может дорабатываться без внесения существенных изменений. Например, включение в алгоритм библиотеки, содержащей информацию о характеристиках излучения (интенсивность, тип и энергия) позволяет определить параметры поля излучения у поверхности ТВС.

В докладе представлены результаты расчетного определения нуклидного состава облученных ТВС реактора СМ в диапазоне выгорания топлива от 0 до 50 %. Приведен сравнительный анализ теоретических и экспериментальных данных. Показаны результаты оценки величины остаточного тепловыделения и ее зависимости от глубины выгорания топлива и времени выдержки.

ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩЕЙ СБОРКИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ДЛЯ АТОМНОЙ СТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

М.Н. Ереев, В.П. Федорин, Р.В. Боев, А.А. Подлесов

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Термомеханические воздействия оказывают значительное влияние на ресурс и работоспособность основных узлов тепловыделяющих сборок, а так же и на безопасность реактора атомной станции малой мощности с водяным теплоносителем. При обосновании безопасности ядерных реакторов в последнее время широко используются расчетные коды позволяющие моделировать термомеханические процессы, протекающие в тепловыделяющих сборках, такие как взаимодействие конструктивных элементов от температурного расширения, радиационного распухания, а так же от внешних квазистатических и динамических нагрузок, с учетом влияния коррозии.

Тепловыделяющая сборка атомной станции малой мощности подвергается широкому спектру различных нагрузок, таких как гидростатическое давление первого контура, перепад температуры и флюенса как по высоте, так и по толщине элементов конструкции. В ходе эксплуатации тепловыделяющая сборка в составе с реактором должна выдерживать сейсмическое воздействие интенсивностью 9 баллов по шкале MSK-64.

С целью обоснования конструкции тепловыделяющей сборки создан элемент цифрового двойника, включающий в себя основные конструктивные элементы.

Численное моделирование термомеханических процессов позволяет решить следующие основные задачи:

- влияние формоизменения тепловыделяющих элементов на систему дистанционирования в результате радиационного распухания топлива в процессе эксплуатации;
- анализ термомеханического воздействия на чехол тепловыделяющей сборки от действия флюенса и температуры;
- анализ термомеханического взаимодействия тепловыделяющих сборок и элементов внутрикорпусных устройств;
- обоснование надежности тепловыделяющей сборки по условиям прочности при действии внешних динамических факторов, таких как ударное и сейсмическое воздействие.

Для обеспечения корректности результатов численного моделирования использованы актуальные физико-механические зависимости свойств материалов, полученные на базе послереакторных испытанных аналогичных конструкции, используемых в атомных ледоколах и плавучих энергоблоках.

В докладе представлены методические подходы и анализ результатов численных термомеханических исследований тепловыделяющих сборок атомной станции малой мощности.

ОЦЕНКА ТЕМПЕРАТУРНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК НЕСУЩЕЙ КОНСТРУКЦИИ КОРПУСА РЕАКТОРА СМ

И.Р. Сулейманов, Н.В. Киреев, В.А. Узиков, М.Ф. Валишин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

На высокопоточном исследовательском ядерном реакторе СМ, введённом в эксплуатацию в 1961 году, было проведено несколько реконструкций. Одной из значимых является реконструкция 1991–1993 гг., в которой новый корпус реактора был установлен внутри старого, ставшего несущей конструкцией (НК) и частью системы охлаждения межкорпусного пространства реакторной установки (СОМП).

В рамках работ по продлению назначенного срока эксплуатации реакторной установки СМ-3 проведены теплогидравлические расчеты с целью получения температурных полей несущей конструкции (старого корпуса) в стационарных режимах работы реактора для последующего их учета при расчете напряженно-деформированного состояния и оценки возможности продления срока эксплуатации до 2040 г.

С 1961 г. по 1991 г. старый корпус эксплуатировался как основной корпус в РУ СМ-2. Корпус представляет собой цилиндрический вертикальный сосуд высокого давления. Обечайка корпуса изготовлена из листовой стали с внутренним диаметром 1500 мм и толщиной стенки 36 мм. Днище корпуса образовано приваркой к нижней обечайке фланца со вставкой, к которой крепятся восемь патрубков диаметром 219 мм и толщиной стенки 12 мм (для подвода и отвода теплоносителя).

С 1993 г. по настоящее время старый корпус эксплуатируется как НК нового корпуса реактора СМ-3 и входит в состав системы охлаждения межкорпусного пространства РУ. Для снятия тепла, выделяющегося в НК под воздействием ионизирующего излучения активной зоны, в полости между НК и новым корпусом реактора циркулирует теплоноситель по контуру СОМП под давлением 0,5 МПа.

Таблица 1 – Технические характеристики эксплуатации старого корпуса реактора СМ

Наименование параметра	До 1991 года как корпус	После 1993 года как НК
Номинальная мощность реактора, МВт	100	
Рабочая среда	Дистиллят	
Температура теплоносителя, °С:		
на входе	60	62
на выходе	95	72
Давление теплоносителя при нормальных условиях эксплуатации, МПа	4,9	0,59
Габариты, мм:		
Высота	7746	
Диаметр	1572	
Толщина стенок	36	

Расчеты температурных полей в корпусе реактора СМ в стационарном режиме работы реактора проводились с использованием вычислительного инструмента Flow Simulation программного комплекса SolidWorks.

Для учета всей истории температурных нагрузок были подготовлены две расчётные модели, характеризующие тепловые нагрузки корпуса на этапах эксплуатации:

1 этап – в качестве основного корпуса (с 1961 по 1991 год) в РУ СМ-2;

2 этап – в качестве НК в составе системы охлаждения межкорпусного пространства (с 1993 года по настоящее время) в РУ СМ-3.

В результате теплогидравлических расчётов получены распределения температурных полей в НК в оба периода ее эксплуатации.

В первый этап значительный перепад температур из-за подогрева теплоносителя отмечается в днище корпуса в зоне патрубков входа/выхода теплоносителя, соответствующий 35°C. Температурное поле по толщине стенки корпуса на уровне активной зоны имеет неравномерный характер за счёт существенной неравномерности энерговыделения, максимальное значение температуры достигает 88,3°C (рис. 1).

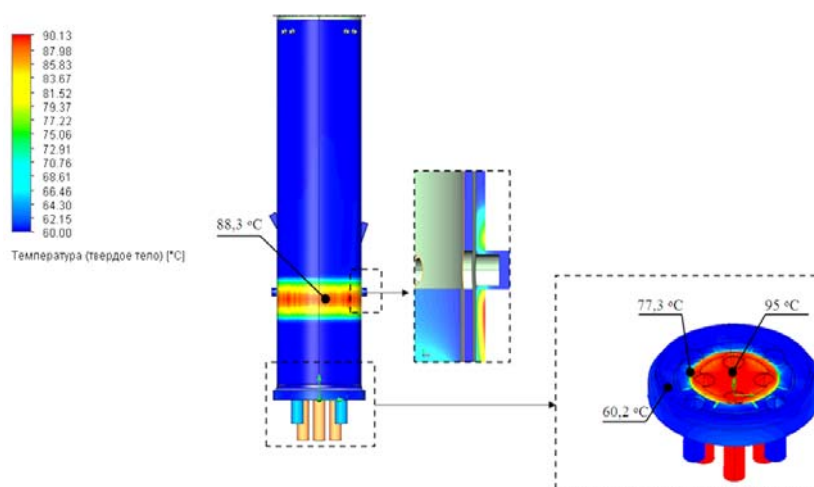


Рис 1. Распределение температурного поля НК в первый этап эксплуатации

Распределение температурных полей в конструкции НК во втором этапе эксплуатации представлено на рис. 2. Максимальная температура на уровне центральной плоскости активной зоны в стенке нового корпуса за счёт радиационного энерговыделения достигает 96,3°C, а в стенке НК – 92,2 °C. Теплоноситель системы охлаждения межкорпусного пространства, протекая между новым корпусом и НК, подогревается с 62°C на входе до 71,6°C на выходе.

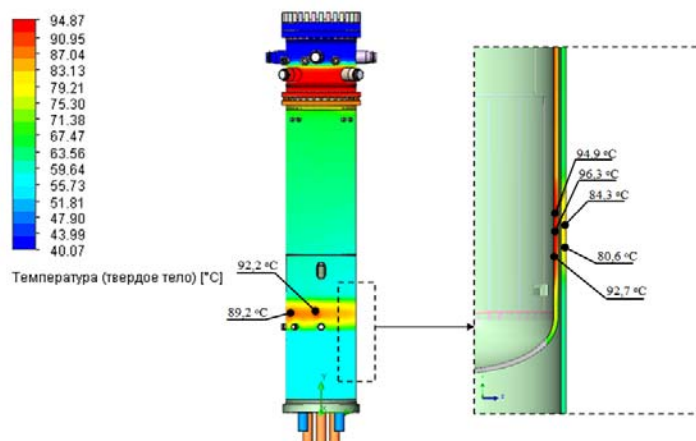


Рис 2. Распределение температурного поля в НК и новом корпусе во втором этапе эксплуатации

Проведенные теплогидравлические расчеты несущей конструкции корпуса СМ-3 позволили определить температурные характеристики конструкции в двух этапах ее эксплуатации. Полученные результаты были учтены при оценке возможности продления срока эксплуатации до 2040 года.

ВЕРИФИКАЦИЯ ЯДЕРНЫХ БИБЛИОТЕК, ПРИМЕНЯЕМЫХ ДЛЯ РАСЧЁТА СОЛЕВЫХ БЛАНКЕТОВ ТЕРМОЯДЕРНЫХ ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРОНОВ, С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

И.В. Медников¹, Ю.Е. Титаренко¹, К.В. Павлов¹, А.Ю. Титаренко¹,
В.О. Легостаев¹, В.М. Живун¹, А.А. Ковалишин¹, В.Ю. Бландинский¹,
В.Д. Давиденко¹, М.В. Иоаннисян¹, В.И. Белоусов¹, И.И. Дьячков¹,
К.Г. Чернов¹, М.Р. Малков¹, Б.В. Кутеев¹, Ю.А. Кащюк²,
С.А. Мешанинов², С.Ю. Обудовский²

¹ ФГБУ «НИЦ "Курчатowski институт"», г. Москва

²АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г. Троицк

В докладе представлены результаты банчмарк-экспериментов, проведённых в НИЦ «Курчатowski институт», с моделями солевых бланкетов термоядерного источника нейтронов, на основе плава фторидов солей $0.52\text{NaF}+0.48\text{ZrF}_4$. Дано описание экспериментальной установки для облучения модели солевого бланкета в «жестком» и «смягченном» нейтронном спектре, включая основные характеристики нейтронного генератора НГ-24, геометрические параметры и состав моделей солевых бланкетов и облучаемых образцов.

Приведены основные формулы для определения независимых и кумулятивных скоростей образования продуктов ядерных реакций в облученных образцах, полученные на базе метода гамма-спектрометрии.

Для моделирования проведённых экспериментов применялись транспортные программы KIR2 и MCNP5, с соответствующими математическими моделями, и различными библиотеками.

Статистические факторы отклонения: \bar{F} (среднее значение), $\Delta(\bar{F})$ (дисперсия) и $\langle F \rangle$ (среднеквадратичное отклонение) использовались для оценки предсказательной способности программ и библиотек.

РАСШИРЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ИНЖЕНЕРНЫХ ПРОГРАММ РАСЧЁТНОЙ ПОДДЕРЖКИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЙ: ПРОГРАММА MNT-CUDA

Н.А. Грушин, И.Е. Иванов, С.А. Бычков, В.А. Варфоломеева

АО «ВНИИАЭС», г. Москва

Обеспечение и повышение ядерной безопасности АЭС – одна из приоритетных задач организаций атомной отрасли. Наряду с проведением испытаний и измерений на различных энергоблоках существенную роль в процедурах обоснования ядерной безопасности играют расчеты нейтронно-физических характеристик (НФХ). Особое внимание при проведении данных расчетов уделяется точности и обоснованности применяемых расчетных моделей.

Традиционные подходы к расчетам НФХ, основанные на - квазигетерогенных приближениях, практически исчерпали возможности повышения точности и представительности результатов. В практике эксплуатационных расчетов начинают все активнее использоваться «прецизионные» модели, описывающие перенос нейтронов по энергии и пространству детально. Примером программ, реализующих такие модели, является семейство кодов MSU, которое адаптировано и верифицировано для проведения расчетов реакторов разного типа. Как правило, «прецизионные» программы реализуют метод Монте-Карло.

Основной недостаток «прецизионных» расчетных кодов – высокие требования к вычислительным ресурсам и, как следствие, значительные затраты времени для проведения единичного расчета (от десятков часов до нескольких суток), что делает прецизионные расчетные коды практически неприменимыми для проведения массовых расчетов (что необходимо в задачах расчетной поддержки эксплуатации АЭС). В этой связи представляется перспективным создание современных инженерных программ повышенной точности, опирающихся на многогрупповое приближение и позволяющих описывать геометрию рассчитываемого объекта детально, а за счет распараллеливания вычислений на графические процессоры появляется возможность существенно снизить требования к дорогостоящим вычислительным ресурсам и ускорить время проведения расчетов в 30 – 100 раз. Все это позволяет непосредственно внедрить эти коды в расчетную поддержку эксплуатации АЭС и преодолеть недостатки ранее использованных инженерных программ, основанных на квазигетерогенном подходе, – повышается точность, увеличивается представительность, расширяется круг решаемых задач, необходимых для современных инженерных расчетов.

В АО ВНИИАЭС разработана, верифицирована, аттестована и продолжает развиваться инженерная программа повышенной точности MNT-CUDA. Программа предназначена для расчета пространственно – энергетического распределения нейтронов групповым методом Монте-Карло и позволяет проводить полномасштабные расчеты размножающих систем с детальным описанием геометрии и материального состава. Приемлемое для инженерных задач быстродействие достигается за счет распараллеливания вычислений на графические процессоры. Характерные времена счета – 0,2 – 2 млрд. историй в минуту.

В докладе приводится описание программы MNT-CUDA, ее отличительные особенности, возможности и текущее состояние развития программы.

ВЫХОД ВОДОРОДА ПРИ ТЯЖЁЛЫХ АВАРИЯХ НА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ РИТМ-200Н ЗА СЧЁТ ПРОЦЕССОВ ОКИСЛЕНИЯ

Е.А. Долженков¹, Н.И. Рыжов¹, Р.В. Чалый¹,
Д.Ю. Томащик¹, А.Н. Лепехин², Д.В. Кислицын²

¹ФГБУН «ИБРАЭ РАН», г. Москва

²АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

АСММ с РУ РИТМ-200Н – инновационный проект наземной атомной станции малой мощности (АСММ) с водоохлаждаемой реакторной установкой (РУ) РИТМ-200Н, реализующий технологию толерантного топлива – твэлы в оболочке из хром-никелевого сплава 42ХНМ.

В условиях тяжелой аварии (ТА) с потерей теплоносителя на АСММ будет образовываться водород: за счет окисления элементов активной зоны в паре, радиолиза, дегазации и других процессов. Ожидается, что процессы окисления будут иметь определяющий (около 80-90%) вклад в источник водорода.

Относительно РУ ВВЭР и PWR процессы окисления штатных элементов активной зоны РУ РИТМ-200Н изучены слабо. Принципиальные отличия в материальном составе не позволяют масштабировать имеющиеся знания с РУ большой мощности на РУ малой мощности. Для устранения пробелов в знаниях в ближайшие годы планируются к проведению соответствующие экспериментальные исследования.

Целью настоящей работы является выполнение пре-тестовых расчетных оценок выхода водорода при ТА на РУ РИТМ-200Н за счет процессов окисления в рамках поддержки экспериментальных исследований.

В качестве инструмента для расчетных оценок используется интегральная тяжелоаварийная ПрЭВМ, включающая упрощенные модели деградации элементов активной зоны РУ РИТМ-200Н. Для демонстрации рассматривается авария «малая течь (по терминологии ВВЭР) + полное обесточивание станции».

Оценки показали, что в сравнении с РУ большой мощности, количество водорода, образующегося на РУ РИТМ-200Н в указанной аварии за счет процессов окисления, на 1-2 порядка меньше, а вклад пароциркониевой реакции в источник водорода много меньше, что обусловлено малой массовой долей циркония (относительно РУ ВВЭР и PWR). Перераспределение ролей с точки зрения водородной безопасности увеличивает актуальность работ по исследованию механизмов деградации таких элементов активной зоны РУ РИТМ-200Н, как поглощающие стержни на основе карбида бора, а также элементов из хром-никелевого сплава 42ХНМ.

РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ И СТРУКТУРЫ КАНДИДАТНЫХ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА

А.К. Глушкова, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, Ю.Д. Гончаренко,
Л.А. Евсеев, С.Н. Сосипаторов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Разработка исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР) выполняется в рамках работ по созданию новой технологии утилизации минорных актинидов в специализированных жидкосолевых реакторах-сжигателях (ЖСР-С).

Основные требования, предъявляемые к конструкционным материалам реакторной установки ИЖСР: совместимость с топливной солью при высоких температурах; значительная жаропрочность, жаростойкость, радиационная и коррозионная стойкость; скорость равномерной коррозии менее 10 мкм/год; стойкость материалов к межкристаллитной теллуровой коррозии и высокотемпературному радиационному охрупчиванию. В настоящее время основным кандидатным конструкционным материалом РУ ИЖСР является высоконикелевый сплав марки ХН80МТЮ и две его модификации. Для обоснования конструктивных решений при проектировании РУ ИЖСР необходимо проведение всесторонних материаловедческих исследований, в том числе дореакторных, реакторных и послереакторных испытаний образцов кандидатных конструкционных материалов.

В данной работе исследовался сплав ХН80МТЮ и две его модификации в исходном состоянии и после термического старения при температуре 750 °С в воздушной среде в течение 180 суток. Представлены результаты микроструктурных исследований методами оптической металлографии, сканирующей электронной микроскопии и механических испытаний образцов в исходном состоянии и после термического старения при комнатной температуре испытаний, 750 и 800 °С.

Показано, что микроструктура исследуемых сплавов в исходном состоянии представляет собой аустенитную структуру, состоящую из зёрен легированного гамма-твёрдого раствора никеля с большим количеством двойников. В структуре сплавов отмечено большое количество включений различных размеров как по телу, так и по границам зёрен. После термического старения микроструктура исследуемых сплавов также представляет собой аустенитную структуру. При этом количество двойников уменьшилось, концентрация включений как по телу, так и по границам зёрен во всех исследуемых сплавах значительно увеличилась.

Отмечено, что термическое старение при данных условиях не привело к значимому изменению предела прочности во всем исследуемом интервале температур, однако наблюдается снижение значений относительного удлинения при всех температурах испытаний.

Испытания выполнены в соответствии с программой НИОКР в обоснование конструктивных решений РУ ИЖСР и МП ОЯТ, разработанной АО «НИКИЭТ».

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ АУСТЕНИТИЗАЦИИ НА СТРУКТУРУ И МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СВАРНОГО ШВА НАПРАВЛЯЮЩЕЙ ПЛИТЫ КОРПУСА УСТРОЙСТВА ЛОКАЛИЗАЦИИ РАСПЛАВА ИЗ СТАЛИ МАРКИ 09Г2С ПРИ РАЗЛИЧНОЙ ТЕМПЕРАТУРЕ

А.А. Дубовскова^{1,2}, Н.В. Шплис¹

¹ФГАОУ ВО «НИТУ "МИСИС"», г. Москва

²ОАО «ВТИ», г. Москва

Атомная энергетика является одной из самых стремительно развивающихся и важных отраслей в современном мире. Атомные электростанции (АЭС) обеспечивают население электроэнергией и другими ресурсами, в связи с этим очень важно исключить все возможные аварии и свести к минимуму непредвиденные ситуации при эксплуатации ядерного реактора. В настоящее время разрабатываются устройства и специальные конструкции для уменьшения рисков возникновения аварий, которые имеют негативное влияние на окружающую среду и население. Одной из таких конструкций является устройство локализации расплава (УЛР), которое включает в себя несколько основных частей. Одной из них является направляющая плита, которая изготавливается из стали 09Г2С. Направляющая плита в случае возникновения внештатной ситуации должна выдержать весь кориум, обладающий высокой температурой, который попадет в УЛР. Следовательно, очень важно знать о структуре и различных механических свойствах стали 09Г2С. Важным участком в конструкции направляющей плиты является сварной шов, ведь именно он может послужить местом начала образования и роста трещины при возникновении запроектной ситуации, что может привести к полному разрушению УЛР.

Целью работы является исследование влияния термической обработки на рост зерна аустенита, феррито-перлитную структуру и механические свойства сварного шва стали 09Г2С. Для этого проводятся различные испытания и анализируются результаты металлографического исследования образцов сварного шва стали 09Г2С в состоянии поставки и после термической обработки, которая моделирует тепловое воздействие при расчетной запроектной аварии. Данная термическая обработка заключалась в выдержке в течение 3,7 часа при температуре 1000 °С и 1200 °С с последующим охлаждением на воздухе.

Сталь 09Г2С – сталь конструкционная низколегированная для сварных конструкций соответствует ГОСТ 19281–89 «Прокат из стали повышенной прочности. Общие технические условия». Сталь 09Г2С широко применяется при производстве металлопроката, для изготовления различных деталей и элементов сварных металлоконструкций, работающих при температуре от минус 70 °С до плюс 425 °С под давлением. Сталь 09Г2С легко поддается свариванию. Ее особые характеристики, позволяют использовать этот материал для изделий, требующих высокой износостойкости. Широкий температурный диапазон позволяет применять материал там, где происходят сильные деформации за длительный эксплуатационный срок. Отличительными особенностями стали 09Г2С являются высокая механическая прочность, устойчивость к перегревам и к низким температурам, легкая свариваемость и отсутствие склонности к отпускной хрупкости.

Фотографии микроструктуры металлографических шлифов были получены на оптическом микроскопе Carl Zeiss Axio Observer D1m. Количественный анализ микроструктуры, а именно измерение размера зерен производилось в соответствии с ГОСТ 5639-82 с использованием ПО Image Expert Pro III. Металлографические исследования проводи-

лись на образцах сварного шва в состоянии поставки и после термической обработки. По полученным данным были построены гистограммы распределения зерен по размерам (рисунок 1). Результаты измерения среднего размера аустенитных зерен в образцах сварного шва марки 09Г2С приведены в таблице 1.

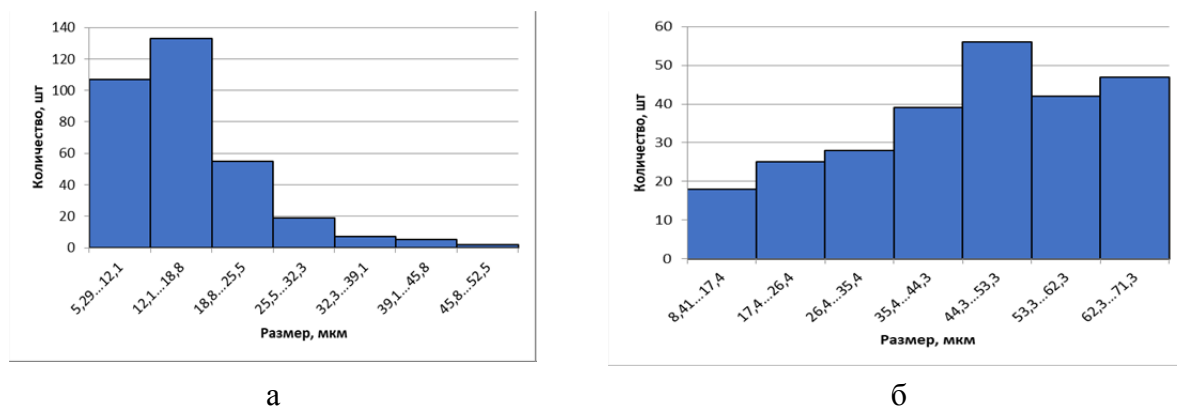


Рисунок 1 – Гистограммы распределения размера зерен аустенита в образцах сварного шва марки стали 09Г2С: а) в состоянии поставки; б) после термической обработки

Таблица 1 – Результаты измерения среднего размера аустенитных зерен

Состояние образца	Средний размер зерна аустенита, мкм
Состояние поставки	16±7
ТО. 1200 °С, 3,7 часа	66±23

Количественный металлографический анализ образцов сварного шва стали 09Г2С показал, что аустенитизация при 1200 °С и с выдержкой 3,7 часа привела к увеличению среднего размера зерна аустенита примерно в 4 раза: с (16 ± 7) мкм до (66 ± 23) мкм (рисунок 1).

Результаты металлографического исследования феррито-перлитной структуры образцов после термической обработки при 1000 и 1200 градусах. Анализ показал, что увеличение температуры аустенитизации с 1000 °С до 1200 °С приводит к незначительному росту зерен феррита и перлита: с (29 ± 13) мкм до (42 ± 19) мкм для феррита и с (21 ± 9) мкм до (35 ± 16) мкм для перлита.

Рассмотрим результаты измерения значений микротвердости аустенита в состоянии поставки и после ТО при 1200 °С: термическая обработка способствует уменьшению значений микротвердости аустенита с (157 ± 3) HV до (147 ± 2) HV. Увеличение температуры аустенитизации с 1000 °С до 1200 °С значимо не влияет на микротвердость феррита и перлита: феррит – (150 ± 7) HV, перлит – (190 ± 14) HV.

Высокотемпературные испытания на растяжение образцов в состоянии поставки показали, что с увеличением температуры испытаний от комнатной до 1200 °С уменьшается предел прочности от (505 ± 22) МПа до (23 ± 2) МПа, предел текучести от (368 ± 29) МПа до (15 ± 1) МПа; увеличивается относительное удлинение от (31,6 ± 4,2) % до (46,5 ± 3,1) %, относительное сужение от (64,3 ± 4,9) % до (66,5 ± 8,5) %. Испытания на растяжение в интервале от 750 °С до 1200 °С после ТО показали, что снижается предел прочности от (72 ± 1) МПа до (22 ± 1) МПа, предел текучести от (67 ± 1) МПа до (12 ± 2) МПа, относительное удлинение от (49,4 ± 6,1) % до (38,3 ± 2,8) %; относительное сужение не изменяется и составляет (65,4 ± 2,6) %. Показано, что аустенитизация значимо не повлияла на прочностные и пластические характеристики при повышенных температурах в интервале от 750 °С до 1200 °С.

Испытания на ударный изгиб образцов в состоянии поставки показали, что в интервале температур от T= - 20 °С до T=50 °С значения ударной вязкости повышаются до (131 ± 46) Дж/см², утяжки до (24 ± 3) %. С понижением температуры испытаний доля хрупкой составляющей в изломе увеличивается от 16 % до 93%. Испытания образцов

после аустенитизации при 1200 °С показали, что в интервале температур от $T = 0$ °С до $T=75$ °С ударная вязкость повышается до (185 ± 5) Дж/см², утяжки до (40 ± 3) %. С понижением температуры испытаний доля хрупкой составляющей в изломе увеличивается от 6 % до 96 %. Установлено, что аустенитизация приводит к увеличению доли хрупкой составляющей в сравнении с состоянием поставки в 2 раза – до 75% при комнатной температуре.

Анализ изломов образцов после испытаний на ударный изгиб при температуре испытаний от $T=-20$ °С до $T=75$ °С показал, что аустенитизация значительно не повлияла на размер фасеток, который составил $(18,5 \pm 7,0)$ мкм.

СТРУКТУРНО-ФАЗОВОЕ СОСТОЯНИЕ ВЫСОКОНИКЕЛЕВОГО СПЛАВА ПОСЛЕ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ МИР ДО ПОВРЕЖДАЮЩЕЙ ДОЗЫ 0,3 СНА

Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Высокие значения механических свойств, сохранение структурной стабильности и стойкости к релаксации напряжений под облучением при повышенных температурах высоконикелевых сплавов определяют их лидирующие позиции в качестве конструкционных материалов элементов тепловыделяющих сборок водо-водяных ядерных реакторов.

Сплав Inconel 718 (Ni – 52,30 %, Fe – 19,96 %, Cr – 17,98 % и др.) используется для изготовления прижимных пружин головок ТВС ВВЭР. Механические свойства, определяющие работоспособность высоконикелевых сплавов, во многом зависят от их структурно-фазового состояния. Данные по влиянию реакторного облучения на механические свойства и изменение структурного состояния сплавов на основе системы Ni-Fe-Cr ограничены или их нет в доступных информационных источниках.

Были проведены исследования структурно-фазового состояния высоконикелевого сплава Inconel 718 после низкотемпературного облучения в реакторе МИР до повреждающей дозы 0,3 сна.

Микроструктура облучённых образцов представляла собой рекристаллизованную структуру, состоящую из равноосных зёрен γ – фазы, внутри которых встречаются двойники отжига. Внутри зёрен были обнаружены расположенные группами округлые первичные частицы фазы МС, а также на границах зёрен обнаружены выделения второй фазы. В теле зёрен обнаружено также большое количество первичных мелкодисперсных частиц γ' и γ'' - фазы.

Облучение в реакторе МИР при температуре 310 °С до повреждающей дозы 0,3 сна привело к образованию пор и дислокационных петель Франка в матрице.

Полученные результаты позволяют расширить знания о влиянии низкотемпературного облучения на структурно-фазовое состояние высоконикелевого сплава Inconel 718.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПУХАНИЯ СТАЛИ МАРКИ 12Х18Н10Т ПОСЛЕ ОБЛУЧЕНИЯ В РЕАКТОРЕ БОР-60 ПРИ ТЕМПЕРАТУРЕ 450–500 °С

Д.А. Соколовский^{1,2}, В.С. Неустроев¹, С.В. Белозёров¹,
Т.М. Буланова¹, О.А. Чичикалова¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Сталь типа Х18Н10Т является одним из основных конструкционных материалов внутрикорпусных устройств реакторов как на тепловых, так и на быстрых нейтронах. Известно, что облучение стали в течении длительного времени может негативно сказываться на ее механических свойствах (прочности и пластичности) при высоких значениях распухания. может приводить к деградации ее свойств и, соответственно, нежелательным последствиям для элементов реакторов, изготовленных из этой стали. Таким образом, исследование облученной стали типа Х18Н10Т до высоких значений повреждающих доз при различных температурах, в том числе при температуре максимума распухания, актуальная задача.

Целью работы было получение новых данных по распуханию стали 12Х18Н10Т, облученной при высоких температурах (450-500 °С) и повреждающих доз 63 сна, а также использование полученных данных для уточнения дозно-температурной зависимости распухания стали 12Х18Н10Т.

Распухание стали 12Х18Н10Т определяли на центральной втулке облучательного устройства (ОУ), эксплуатировавшегося в реакторе БОР-60 до максимальной дозы 65 сна в центральной части ОУ. Температура облучения на исследованном участке находилась в диапазоне 450-500 °С, а максимальная повреждающая доза составила 63 сна.

Для расчета распухания использовали методы расчёта по изменению геометрических размеров втулки и метод гидростатического взвешивания.

Среднее значение распухания облученных образцов составило 8,5-9,1 % по результатам измерения плотности и 9,9 % по результатам измерения внешних диаметров втулки ОУ в разных направлениях.

Полученные результаты были использованы для расширения полученной ранее дозно-температурной зависимости в сторону увеличения дозы и уточнения коэффициента в формуле зависимости распухания от температуры и дозы облучения.

С учетом новых экспериментальных данных по распуханию стали 12Х18Н10Т, полученных при повреждающих дозах от 16 до 67 сна (в диапазоне данных для ОУ-1 и втулки) получена уточненная зависимость величины распухания от дозы и температуры с коэффициентом в нормативной зависимости, равным 0,0046:

$$S(\%) = 4,6 \cdot 10^{-3} \cdot D^{1,88} \cdot \exp[-1,804 \cdot 10^{-4}(T - 470)^2].$$

Данные результаты подтверждают вывод об обоснованной возможности снижения консервативности при оценке распухания аустенитной стали при температурах вблизи максимума распухания и могут быть учтены в прочностных расчетах.

ВЛИЯНИЕ ПОСЛЕРАДИАЦИОННОГО ОТЖИГА НА МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА И МИКРОСТРУКТУРУ НАПРАВЛЯЮЩИХ КАНАЛОВ РЕАКТОРА ВВЭР-1000

Е.В. Чертопьятов, А.М. Новиков, А.О. Мазаев, Д.Е. Маркелов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В составе тепловыделяющих сборок реактора ВВЭР-1000 эксплуатируются направляющие каналы (НК), изготовленные из циркониевого сплава Э635 в частично рекристаллизованном состоянии. В процессе эксплуатации направляющие каналы подвергаются радиационному и коррозионному воздействию. В результате происходит радиационное повреждение структуры сплава, а также окисление внутренней и внешней поверхности НК, сопровождающееся образованием оксидных пленок и поглощением материалом НК водорода.

В условиях эксплуатации направляющие каналы находятся при температурах 290-320 °С, и практически весь поглощенный ими водород находится в сплаве в растворённом состоянии. Но при охлаждении до комнатной температуры происходит выделение в материале гидридов циркония. Под действием реакторного облучения сплав Э635 упрочняется. Радиационное упрочнение сопровождается снижением пластичности, которое усугубляется наличием в структуре материала хрупких гидридов циркония. Особенно сильно это проявляется, если преимущественная ориентация гидридов перпендикулярна приложенным нагрузкам.

До облучения предел текучести в поперечном направлении выше, чем в продольном, а после облучения сопротивление деформированию образцов при растяжении изменяется. Предел текучести в продольном направлении НК становится даже немного выше, чем в поперечном. В радиационное упрочнение может вносить вклад обогащение твёрдого раствора сплава железом, которое под действием облучения выходит из выделений фазы Лавеса, а также формирование под облучением радиационно-индуцированных мелкодисперсных выделений.

Проведены послерадиационные отжиги в области температур 450-550 °С облученных образцов, вырезанных из направляющих каналов в продольном и поперечном направлении. При повышении температуры выше рабочего значения происходит отжиг радиационных дефектов и водород, находящийся в виде гидридов в материале при комнатной температуре, растворяется в матрице. В результате термического воздействия происходит отжиг радиационных дефектов, наблюдается рост размеров дислокационных петель вплоть до образования дислокационной сетки. Атомы железа диффундируют из твёрдого раствора обратно в частицы трансформированной фазы Лавеса, восстанавливая её кристаллическую ГПУ решётку. Радиационно-индуцированные мелкодисперсные выделения сохраняются под воздействием промежуточных температур отжига и исчезают при температуре отжига 550 °С. Перераспределение элементов между выделениями и твёрдым раствором сопровождается также перемещением атомов водорода в твёрдом растворе альфа циркония. При охлаждении до комнатной температуры растворенный водород образует гидриды циркония, которые располагаются в направлении тангенциальной ориентации.

Процессы изменений структуры и химического состава в твёрдом растворе матрицы и в выделениях вторых фаз при проведении послерадиационных отжигов при температурах 450-500 °С приводят к частичному возврату механических свойств в направлении значений, соответствующих свойствам необлученного материала. Полный возврат прочностных свойств наступает при температуре отжига 550 °С за счет отжига радиационных дефектов. Возврат же пластических свойств происходит частично, что обусловлено наличием высокого содержания водорода в материале, выделяющегося при охлаждении в виде хрупких гидридов.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОБЛУЧЁННОГО НИТРИДНОГО ТОПЛИВА МЕТОДАМИ СКАНИРУЮЩЕЙ ЭЛЕКТРОННОЙ МИКРОСКОПИИ И ЭЛЕКТРОННО-ЗОНДОВОГО МИКРОАНАЛИЗА

Ильнур Ф. Гильмутдинов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Применение метода сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) и электронно-зондового микроанализа (ЭЗМ) в послереакторных исследованиях облученных твэлов позволяет получить широкий спектр экспериментальных данных о состоянии топливной композиции. С помощью сканирующего электронного микроскопа, оснащенного детекторами вторичных и обратноотраженных электронов, возможно детальное исследование микроструктурных параметров топлива, а также особенностей формирования вторичных фаз. Совместное использование СЭМ с аналитическими приставками для ЭЗМ позволяет получить на качественном уровне распределение элементов по заданной области (картирование), а на количественном – массовое содержание химических элементов в точках (локальный микроанализ).

Цель работы заключалась в изучении состояния нитридного топлива, облученного до выгораний 3,9 % т.а., 5,5% т.а., 7,5 % т.а., и распределения компонентов и продуктов деления в нем методами СЭМ и ЭЗМ. Для достижения поставленной цели необходимо было: 1) определить аналитические возможности метода ЭЗМ для измерения содержания химических элементов в облученном нитридном топливе; 2) определить параметры выбора линий характеристического рентгеновского излучения измеряемых химических элементов; 3) на подготовленных образцах методами СЭМ и ЭЗМ исследовать структуру и получить качественные и количественные данные о распределении компонентов топлива и основных продуктов деления по радиусам топливных таблеток; 4) проанализировать состояние основных продуктов деления в облученном нитридном топливе.

Объектами исследования в рамках данной работы были шлифы поперечных сечений твэлов со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом, облученных в реакторе на быстрых нейтронах до выгораний 3,9 % т.а., 5,5 % т.а. и 7,5 % т.а.

Изображения во вторичных электронах микроструктуры облученного нитридного топлива в центральной части таблеток представлены на рисунке 1.

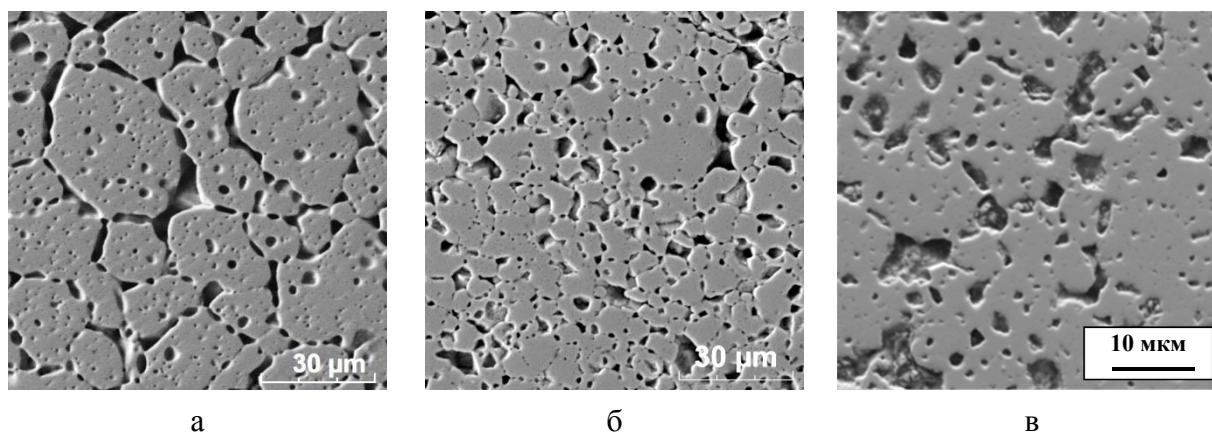


Рисунок 1. Изображения во вторичных электронах образцов нитридного топлива, облученного до выгораний: а – 3,9 % т.а., б - 5,5 % т.а., в – 7,5 % т.а.

По результатам исследований установлено, что компоненты топлива распределены равномерно по всему сечению таблеток (рисунок 2). Обнаруженные включения вторых фаз в матрице представляет группа интерметаллидов (Ru, Rh, Pd и Tc). Количество указанных включений максимально в центральной части топливных таблеток. Перераспределение Xe и Cs из матрицы топлива в газонаполненные поры максимально также в центральной части по сечению.

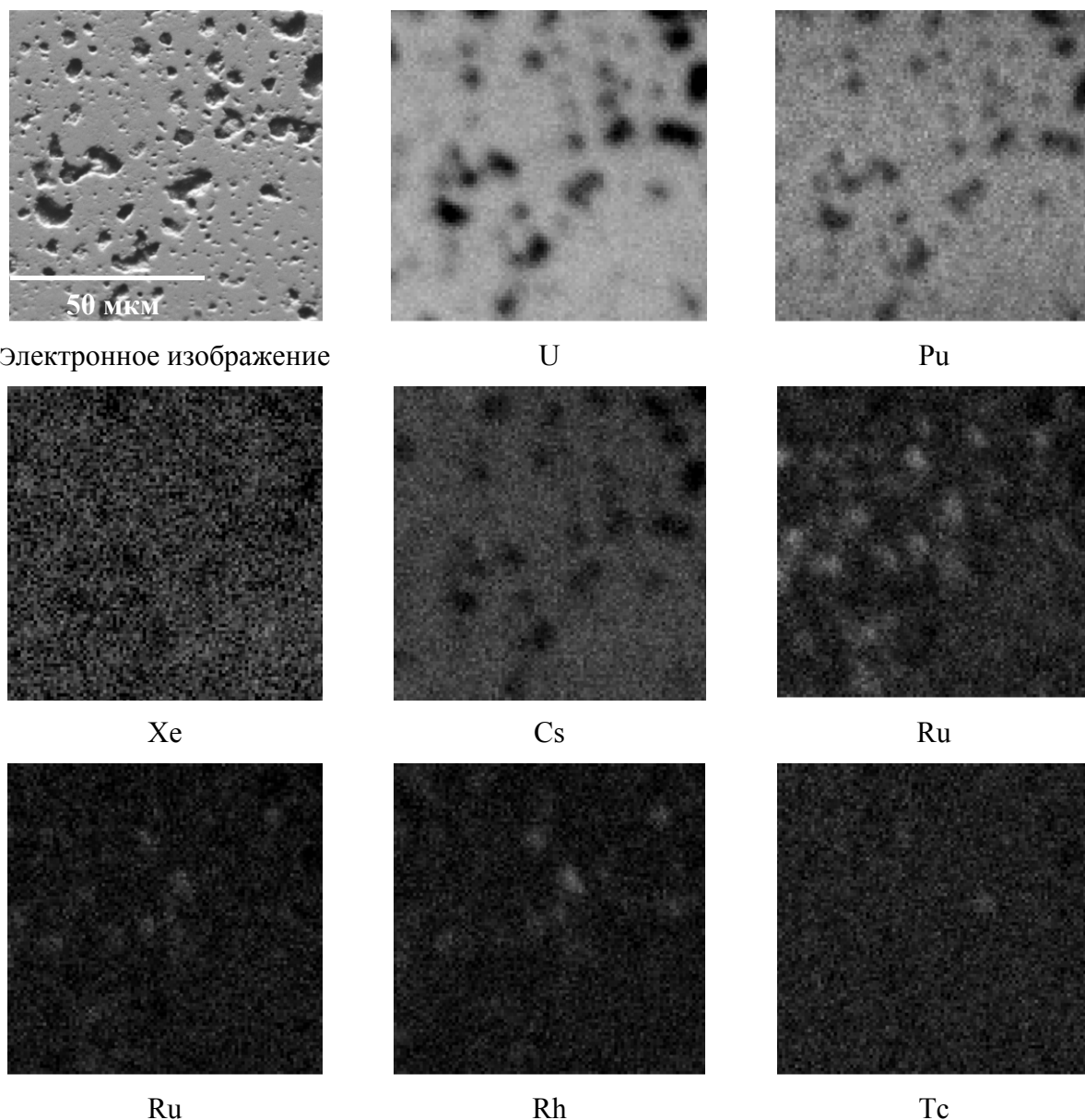


Рисунок 2. Изображение во вторичных электронах фрагмента центральной части таблетки нитридного топлива, облученной до выгорания 7,5 % т.а, и карты распределения химических элементов на этом участке

Электронно-зондовый микроанализ облученных образцов проводился с использованием волнодисперсионного спектрометра, т.к. его спектральное разрешение выше, чем энергодисперсионного. Предел обнаружения волнодисперсионного спектрометра составляет 0,01 масс.%. Полученные результаты были использованы для построения концентрационных кривых и последующего анализа поведения основных групп продуктов деления нитридного топлива.

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА С ОБОЛОЧКАМИ ТВЭЛА ИЗ АУСТЕНИТНОЙ И ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНОЙ СТАЛИ

В.А. Русинкевич, А.С. Иванов

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

Основной целью настоящей работы является расчет термодинамики твэлов со СНУП топливом и оболочками из аустенитной и ферритно-мартенситной стали. С помощью программного комплекса ИВТАНТЕРМО выполнены расчетные исследования модельных систем «СНУП топливо + оболочка из стали ЧС68-ИД» и «СНУП топливо + оболочка из стали ЭП823-Ш» при наличии примесей углерода и кислорода в диапазоне концентраций 0,1 – 0,3 масс. %.

Экспериментальные результаты показывают наличие разных вариантов коррозии рассматриваемых сталей: — межкристаллитной коррозии у аустенитной стали ЧС68-ИД и язвенной коррозии у ферритно-мартенситной стали ЭП823-Ш.

Склонность аустенитной нержавеющей стали ЧС68 к межкристаллитной коррозии зависит от содержания углерода. Механизм межкристаллитной коррозии состоит в том, что выделяются богатые хромом соединения, это приводит к обеднению границ зёрен хромом. Причинами обеднения границ зёрен хромом являются высокая скорость диффузии углерода и низкая скорость диффузии хрома, вследствие чего в образовании карбидов участвует почти весь углерод сплава, а хром — только пограничной зоны.

Ферритно-мартенситная сталь ЭП823 является двухфазной системой и сегрегация хрома на границах раздела фаз может быть весьма значительной. Межкристаллитная коррозия для этого типа стали не характерна. Однако, в стали ЭП823-Ш наблюдается язвенная коррозия.

Существенно разные зависимости влияния углерода на содержание несвязанного хрома в сталях ЧС68-ИД и ЭП823-Ш в отсутствие топлива приведены на рисунке 1.

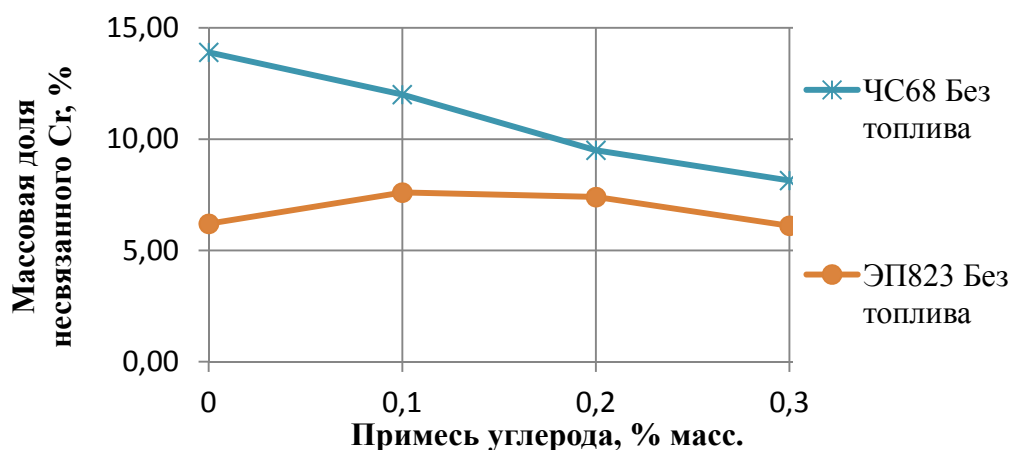


Рисунок 1. Количество несвязанного хрома в сталях в зависимости от количества примеси углерода, без примеси кислорода, без топлива, при температуре 600°C

В стали ЧС68 с ростом примеси углерода происходит снижение средней концентрации несвязанного хрома. Его содержание падает ниже 12%, которые необходимы для поддержания пассивности по отношению к коррозионному охрупчиванию.

В стали ЭП823 рост содержания несвязанного хрома происходит из-за увеличения соединения кремния с углеродом (SiC) и взаимного уменьшения соединения кремния с хромом (Cr_3Si). При этом высвобождается хром (см. рисунок 2).

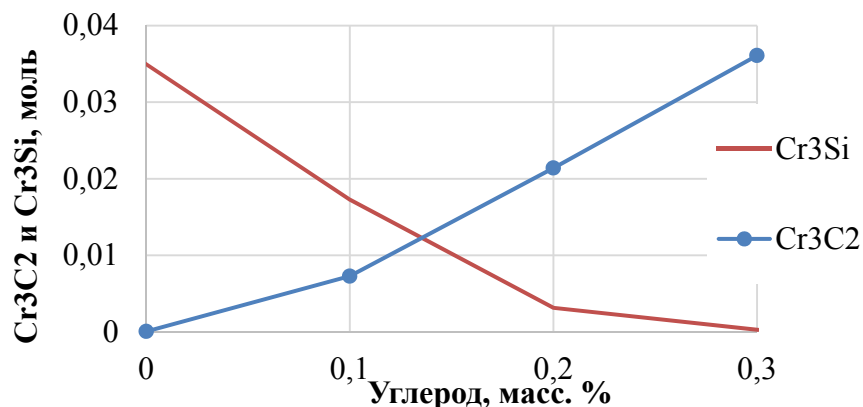


Рисунок 2. Количество Cr_3C_2 и Cr_3Si в оболочке из стали ЭП823-III при температуре 600°C в зависимости от содержания примеси углерода

Результаты исследования влияния примеси кислорода при увеличении примеси углерода на оболочки из сталей ЧС68-ИД и ЭП823-III в отсутствии топлива приведены на рисунке 3

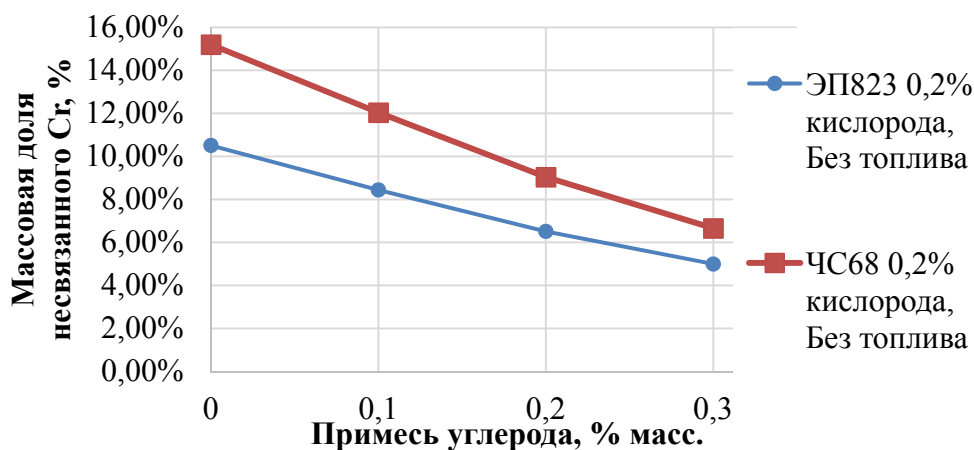


Рисунок 3. Количество несвязанного хрома в сталях в зависимости от количества примеси углерода, с примесью кислорода, без топлива, при температуре 600°C

При температуре 600°C и наличии примеси 0,2% кислорода в стали ЭП823 наблюдается резкое увеличение содержания несвязанного хрома с 6% до 10%. Это происходит, по-видимому, за счет резкого снижения концентрации кремния с хромом Cr_3Si и взаимного увеличения соединения кремния с кислородом SiO_2 . С увеличением содержания углерода от 0,1 до 0,3% кремний и хром связывается с ним и количество несвязанного хрома заметно снижается.

При тех же условиях в стали ЧС68 с добавлением примеси кислорода происходит небольшое, с 14% до 15%, увеличение количества несвязанного хрома. Но с ростом примеси углерода происходит снижение средней концентрации несвязанного хрома ниже порога пассивности (12 мас. %) по отношению к коррозионному охрупчиванию.

На этапе изготовления уран-плутониевого нитридного топлива происходит его загрязнение примесями углерода и кислорода. Значительная часть атомов углерода не связывается с компонентами топлива и находится в несвязанном состоянии. В таком случае топливо оказывается источником углерода, который может напрямую влиять на состояние стальной оболочки топливного элемента и его механические характеристики.

На рисунке 4 представлен анализ влияния примесей углерода и кислорода на химический и фазовый состав модельных систем “(U, Pu)N-топливо + оболочка из стали ЧС68-ИД” и “СНУП топливо + оболочка из стали ЭП823-III”.

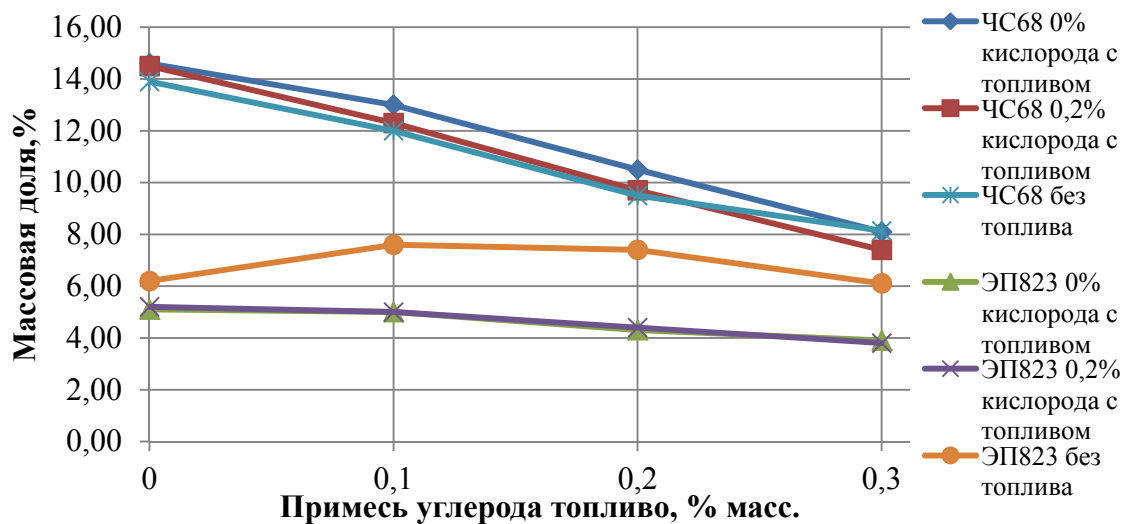


Рисунок 4. Массовая доля несвязанного Cr в оболочках из сталей ЧС68-ИД и ЭП823-Ш при температуре 600°C с топливом без выгорания и без топлива, в зависимости от содержания примеси углерода при различных значениях концентрации примеси кислорода

В оболочке твэла из стали ЧС68-ИД увеличение содержания углерода в исходном топливе приводит к монотонному снижению концентрации несвязанного хрома. При массовой доле углерода выше 0,1—0,15 мас. %, содержание несвязанного хрома опускается ниже порога пассивности (12 мас. %) по отношению к коррозионному охрупчиванию. Увеличение содержания кислорода в исходном топливе приводит к более быстрому достижению предела пассивности.

В оболочке твэла из стали ЭП823-Ш в присутствии топлива наблюдается качественно другое поведение зависимости содержания несвязанного хрома от содержания углерода. Небольшие изменения массовой доли несвязанного хрома свидетельствуют об устойчивости данной стали по отношению к процессам межкристаллитной коррозии.

ИЗМЕНЕНИЕ ДАВЛЕНИЯ В ТВЭЛАХ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 РАЗЛИЧНОЙ КОНСТРУКЦИИ ОТ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА

А.А. Боков^{1,2}, С.В. Павлов², В.Г. Теплов¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Давление газов под оболочкой является одним из параметров, которые необходимы для проведения расчетного обоснования прочности и работоспособности тепловыделяющего элемента. В процессе эксплуатации твэла происходит изменение его внутреннего давления за счет действия двух факторов: 1) изменения свободного объема твэла (объема свободного пространства) под действием процессов, приводящих к изменению геометрических параметров оболочки и топливного сердечника; 2) выхода газообразных продуктов деления (ксенона и криптона) из топлива. Величина давления газов влияет на уровень механических напряжений в оболочке твэла. Поэтому давление газов под оболочкой необходимо учитывать не только при штатной эксплуатации твэлов в ядерных реакторах, но также при обосновании поведения твэлов при длительном сухом хранении. Давление газов под оболочкой

является одним из главных параметров, которые рассчитываются российскими и зарубежными расчетными кодами, описывающими поведение твэлов в различных режимах эксплуатации и при сухом хранении, такими как FRAPCON, СТАРТ-3А и TOPRA-2.

Целью данной работы являлось обобщение экспериментальных данных по определению давления газов под оболочкой твэлов ВВЭР-1000 различной конструкции после штатной эксплуатации, полученных в АО «ГНЦ НИИАР».

Объектами послереакторных исследований являлись твэлы ВВЭР-1000 после штатной эксплуатации, отработавшие в диапазоне выгораний 16 – 72 МВт·сут/кгU на различных АЭС. По параметрам конструкции твэлов весь массив данных был разделен на три группы:

- 1) Твэлы с утоненной оболочкой (толщина 0,585 мм) и топливными таблетками наружного диаметра 7,8 мм без центрального отверстия;
- 2) Твэлы со штатной оболочкой (толщина 0,685 мм) и топливными таблетками наружного диаметра 7,6 мм и центральным отверстием диаметром 1,2 мм;
- 3) Твэлы со штатной оболочкой (толщина 0,685 мм) и топливными таблетками наружного диаметра 7,57 мм и центральным отверстием диаметром 1,4 – 1,5 мм.

Исходное давление газа-наполнителя (гелия) под оболочкой всех твэлов находилось в диапазоне 1,8 – 2,3 МПа.

Определение давления газов под оболочкой в процессе послереакторных исследований проводилось методом прокола оболочки. Состав газовой среды определялся масс-спектрометрическим методом.

Экспериментальные данные по давлению в твэлах были аппроксимированы двумя способами:

- 1) Линейной функцией от выгорания топлива (эмпирическая инженерная модель);
- 2) Нелинейной функцией, учитывающей изменение свободного объема твэлов и количества газообразных продуктов деления, вышедших из топлива, от выгорания (феноменологическая модель):

$$P = \frac{1}{V_{св}} (V(Kr)_{н.у.} \cdot P_{н.у.} + V(Xe)_{н.у.} \cdot P_{н.у.} + k); \quad (1)$$

где $V(Kr)_{н.у.}$, $V(Xe)_{н.у.}$ – объемы вышедших из топлива криптона и ксенона, приведенные к нормальным условиям, см³;

$P_{н.у.}$ – давление газа при нормальных условиях, равное 101,325 кПа;

$V_{св}$ – свободный объем твэла, см³;

k – коэффициент пропорциональности между свободным объемом твэла и давлением гелия под оболочкой, МПа·см³.

Экспериментальные зависимости объемов вышедших под оболочку ксенона и криптона от выгорания топлива, приведенные к нормальным условиям, определенные по результатам прокола и масс-спектрометрического анализа состава внутритвэльного газа, аппроксимировались степенными функциями от выгорания топлива. Для описания зависимости изменения свободного объема твэлов от выгорания топлива использовалась аппроксимирующая формула, представленная в работе.

По результатам проведенного анализа были сделаны следующие выводы:

- 1) Давление газов под оболочками твэлов ВВЭР-1000 увеличивается с ростом выгорания топлива, причем скорость увеличения давления для твэлов с утоненной оболочкой и диаметром топливных таблеток 7,8 мм без центрального отверстия больше, чем для твэлов со штатной оболочкой и с таблетками, имеющими центральное отверстие;
- 2) Количество газообразных продуктов деления (ксенона и криптона), вышедших под оболочку хорошо описывается степенной функцией от выгорания топлива;
- 3) С использованием критерия корреляции Пирсона установлено, что из двух представленных моделей феноменологическая модель, учитывающая изменения свободного объема твэла и объема газов под оболочкой с выгоранием топлива, показала лучшее соответствие экспериментальным данным, чем эмпирическая модель;

4) Расхождение между эмпирической и феноменологической моделями начинает увеличиваться при выгорании топлива более $\sim 55 \text{ МВт}\cdot\text{сут}/\text{кгU}$, причем феноменологическая модель показывает более высокую скорость увеличения давления в твэлах с выгоранием.

НАНЕСЕНИЕ ЗАЩИТНЫХ ПОКРЫТИЙ ДЛЯ ПОВЫШЕНИЯ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ КАРБИДА КРЕМНИЯ

Е.Р. Слепцова, П.С. Джумаев, Р.Ш. Исаев

ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"», г. Москва

Современная ядерная энергетика представлена в основном водо-водяными реакторами, которые работают на тепловых нейтронах. С момента аварии на АЭС Фукусима-1 все более перспективным становится направления разработки толерантного топлива. Причиной аварии стали одновременно произошедшие землетрясение и цунами, которые привели к потере энергоснабжения и выходу из строя охлаждающей системы активной зоны. В этой связи, топливные оболочки достигли критической температуры, что привело к пароциркониевой реакции. Данная реакция является экзотермической, оболочки получали дополнительную энергию и нагревались. Выделившийся в ходе данной реакции водород достиг опасной концентрации и произошел взрыв. Авария на АЭС Фукусима-1 привела к выделению особого внимания гарантиям безопасности АЭС. Одним из наиболее популярных векторов развития является создание толерантного ядерного топлива, исключая пароциркониевую реакцию.

Чтобы избежать таких последствий, основными положениями для создания толерантного топлива являются большая коррозионная стойкость и очень низкая или нулевая скорость выделения взрывоопасного газа. К тому же, материалы ATF должны обладать необходимыми механическими свойствами и высокой теплопроводностью. Следует также отметить, что свойства новых топливных оболочек, устойчивых в аварийных условиях, не должны изменять нормальные условия эксплуатации существующих реакторов.

Существует несколько перспективных материалов для топливных оболочек, способных удовлетворить данным требованиям. Одним из них является карбид кремния. Топливные оболочки, изготовленные из карбида кремния, обладают рядом преимуществ, по сравнению с теми, что изготовлены из циркониевых сплавов. К ним относятся:

- большая устойчивость к высокотемпературному окислению;
- более высокая температура плавления;
- более высокая радиационная стойкость.

Однако материалы на основе карбида кремния обладают и рядом недостатков, основным из которых является склонность к разрушению при нормальных эксплуатационных условиях легководных реакторов. Потеря матрицы в долгосрочной перспективе может подвергнуть коррозионному воздействию теплоносителя интерфазный или волоконный слой топливной оболочки, что в свою очередь ухудшит механические свойства. Помимо этого, в нормальных условиях работы реактора карбид кремния окисляется до диоксида кремния, который растворяется воде первого контура реактора. Как только раствор достигнет насыщения, SiO_2 может осаждаться на каналах или узлах первого контура реактора.

Решением данной проблемы может стать нанесение защитных покрытий на внешний слой оболочек из карбида кремния. Это требует дальнейших исследований, таких как выбор покрытия и метод его нанесения.

В водной среде карбид кремния окисляется до диоксида кремния, а он, в свою очередь, разрушается путем гидролиза с образованием $\text{Si}(\text{OH})_4$ и последующим его растворением:

$\text{SiC (s)} + 2\text{H}_2\text{O (aq)} = \text{SiO}_2\text{(s)} + \text{CH}_4\text{(g)}$;	1)
$\text{SiC (s)} + 2\text{H}_2\text{O (aq)} = \text{SiO}_2\text{(s)} + 2\text{H}_2\text{(g)} + \text{C (s)}$;	2)
$\text{SiC (s)} + 3\text{H}_2\text{O (aq)} = \text{SiO}_2\text{(s)} + 3\text{H}_2\text{(g)} + \text{CO (g)}$;	3)
$\text{SiC (s)} + 4\text{H}_2\text{O (aq)} = \text{SiO}_2\text{(s)} + 4\text{H}_2\text{(g)} + \text{CO}_2\text{(g)}$;	4)
$\text{SiO}_2\text{(s)} + 2\text{H}_2\text{O (aq)} = \text{Si(OH)}_4\text{(aq)}$.	5)

На рисунке 1 показана диаграмма Пурбе для карбида кремния в воде при температуре 573 К и давлении 15 МПа.

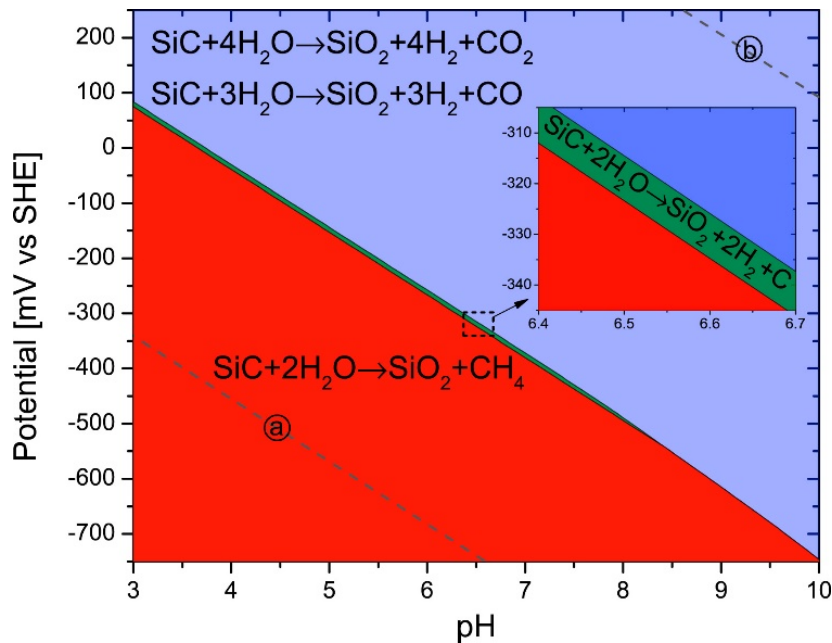


Рисунок 1. Диаграмма Пурбе для SiC в воде при температуре 573 К и давлении 15 МПа; (а) и (б) – линии диссоциации воды.

Таким образом, в случае аварии с потерей теплоносителя (ЛОСА) карбидокремниевая матрица в газовой среде при высокотемпературном окислении будет реагировать с кислородом и парами воды с образованием устойчивого оксида кремния. Однако при нормальных условиях эксплуатации внутри реактора карбид кремния, реагируя с водой, будет разрушаться.

Установлено, что карбид кремния подвергается разрушению в воде, однако константа скорости его окисления как минимум на порядок ниже, чем для циркониевых сплавов. При этом, скорость его растворения тем больше, чем более шероховатая поверхность образца. Чем выше температура испытания в исследуемом диапазоне 290–500 °С и концентрация растворенного кислорода, тем больше потеря массы материала. Выявлено, что коррозионное разрушение идет по границам зерен и может сопровождаться их отрывом.

Выявлено, что некоторые покрытия, такие как Cr, Ti, CrN, TiN, действительно могут защищать карбид кремния от коррозии в реакторных условиях. Однако возможно их отслоение или растворение за время, меньшее времени эксплуатации LWR, что может сделать их непригодными для использования в качестве защитных покрытий. Таким образом, необходим поиск составов перспективных коррозионностойких покрытий, а также методов их нанесения на материалы, выполненные из карбида кремния.

В данной работе исследуется влияние различных покрытий и методов их нанесения на коррозионную стойкость карбида кремния. На образцы из карбида кремния, изготовленного по технологии спекания, с помощью магнетронного напыления нанесены хромовое и хромоалюминиевое покрытия. Алюминий выбран в качестве одного из компонентов покрытия, т.к. обладает хорошей растворимостью в хrome. За счет его невысокой температуры плавления (660 °С) и высокой химической активности возможно повышение адгезии путем образования области взаимодействия между SiC и Cr при плавлении промежуточного слоя из алюминия и последующей кристаллизации новой фазы, содержащей Cr, Al, Si и C.

Получено хромовое покрытие толщиной 5 мкм. Для образцов произведен скретч тест, показавший, что разрушение покрытия начинается при нагрузке 20 Н. Это означает, что такое покрытие имеет неудовлетворительное сцепление с подложкой. Однако Cr является желательным элементом, поскольку в процессе окисления образует защитную оксидную пленку из Cr_2O_3 . Одним из способов повышения адгезии между покрытием и защищаемым материалом является создание диффузионного слоя между ними. Хромоалюминиевое покрытие после напыления состоит из промежуточного слоя Al толщиной 1 мкм и слоя Cr толщиной 1 мкм. Проведен диффузионный отжиг при температуре 550 °С в течение 3 ч с целью получения диффузионного слоя на границах раздела SiC-Al и Al-Cr. Однако, образовавшийся диффузионный слой имеет малую толщину и получаемое покрытие не имеет достаточного сцепления с поверхностью карбида кремния. Планируется проведение диффузионного отжига для данного типа покрытий при температуре выше температуры плавления алюминия с целью повышения адгезии за счет образования новых фаз на границах SiC/Al/Cr.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИИ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВЭЛОВ С НИТРИДНЫМ И ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ

А.С. Ореховский^{1,2}, С.С. Сагалов¹, В.А. Жителев¹, В.Г. Теплов¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

При определении герметичности твэлов после эксплуатации особое внимание уделяется наличию и содержанию инертных газообразных продуктов деления (ГПД) в свободном объеме твэлов. Для измерения количества ГПД, содержащихся в твэлах, используют два метода: разрушающий метод прокола оболочки с последующим определением состава и давления газообразных продуктов деления в газосборнике твэла, а также менее трудоёмкий и экологически более предпочтительный неразрушающий гамма-спектрометрический метод, основанный на измерении параметров пика полного поглощения (ППП) гамма-излучения криптона-85 в спектре, полученном на участке газосборника твэла. Измерение амплитуды пика полного поглощения гамма-излучения криптона-85 в твэлах с нитридным топливом может осложняться низким относительным выходом газообразных продуктов деления из топлива в свободный объём, поэтому применение этого метода при их исследовании требует дополнительного обоснования.

В данной работе представлены разработанный способ и сравнительные результаты определения амплитуды пика полного поглощения гамма-излучения криптона-85 в нитридных и оксидных твэлах соответственно с низким и высоким содержанием газообразных продуктов деления в газосборниках. Показаны примеры применения полученных результатов для выявления негерметичных твэлов, корреляции амплитуды пика с парциальным давлением криптона-85 и выгоранием топлива.

Определение амплитуды пика полного поглощения гамма-излучения криптона-85 в твэлах с нитридным топливом и выявление негерметичного твэла

Анализ расчётных данных по амплитуде пиков полного поглощения криптона-85 в твэлах реактора БН-600 (рис. 1) показал, что распределение этой величины для всего массива твэлов является нормальным. Поэтому для выявления аномального (негерметичного) твэла проводили статистическую обработку экспериментальных данных в соответствии с правилом «трёх сигм». Твэл № 34, для которого амплитуда фотопика криптона вышла за нижнюю границу (-3σ), определили как предположительно негерметичный.

Это в дальнейшем подтвердилось разрушающим методом — лазерным проколом оболочки с определением давления и состава газа в твэле. Исследования параметров газа в твэлах № 88 и № 107, для которых результаты определения амплитуды пиков полного поглощения криптона-85 находились около нижней границы (-3σ), но не выходили за её пределы, показали герметичность оболочек.

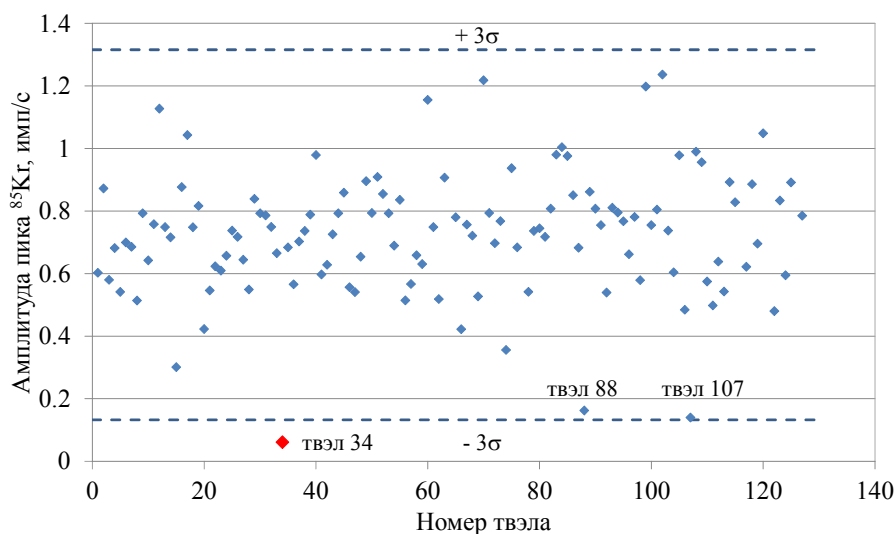


Рис. 1. Амплитуда пиков полного поглощения криптона-85 у твэлов тепловыделяющей сборки реактора БН-600

Определение амплитуды пиков полного поглощения гамма-излучения криптона-85 в твэлах с оксидным топливом

При разделке сборки для снятия чехла с пучка твэлов БН-800 провели его продольное подрезание вдоль ребра шестигранника. При этом в одном месте локально был повреждён угловой твэл на всю толщину оболочки с выходом газа. Результаты определения амплитуды пика полного поглощения гамма-излучения криптона-85 в этом твэле по сравнению с другими и возможности метода по идентификации его как негерметичного представляли несомненный интерес.

На рис. 2 приведены значения корня из интегральной (суммарной) скорости счёта европия-154 на участке топливного сердечника твэла БН-800 и амплитуды пика полного поглощения криптона-85. Представленные данные свидетельствуют о том, что эти параметры связаны между собой линейной зависимостью с коэффициентом пропорциональности, и высоким коэффициентом корреляции, равными 0,17 и 0,93 соответственно, из чего следует, что существует хорошо выраженная взаимосвязь между выгоранием топлива и выходом криптона в газосборник твэла.

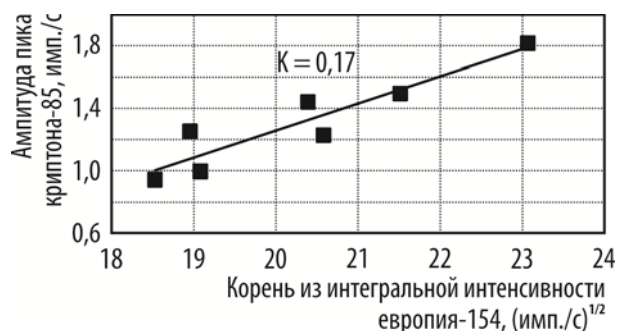


Рис. 2. Взаимосвязь между квадратным корнем значения интегральной интенсивности европия-154 и амплитудой полного поглощения криптона-85 в твэлах диагонального ряда тепловыделяющей сборки БН-800

Ввиду отсутствия данных по расчётному выгоранию топлива у всех твэлов тепловыделяющей сборки реактора БН-800 для анализа результатов определения амплитуды пика криптона была построена корреляция между этим параметром и расстоянием от твэла до центра активной зоны (ЦАЗ) реактора (рис. 3). На диаграмме показано, что в среднем амплитуда пика криптона-85 уменьшается с увеличением расстояния до центра активной зоны. Анализ расчётных данных по амплитуде пика полного поглощения криптона-85 показал, что распределение этой величины для всего массива твэлов является нормальным. Поэтому для выявления аномального (негерметичного) твэла проводили статистическую

обработку экспериментальных данных в соответствии с правилом «трёх сигм». Твэл № 22, для которого амплитуда фотопика криптона вышла далеко за нижнюю границу доверительного интервала -3σ , уверенно определяется как негерметичный.

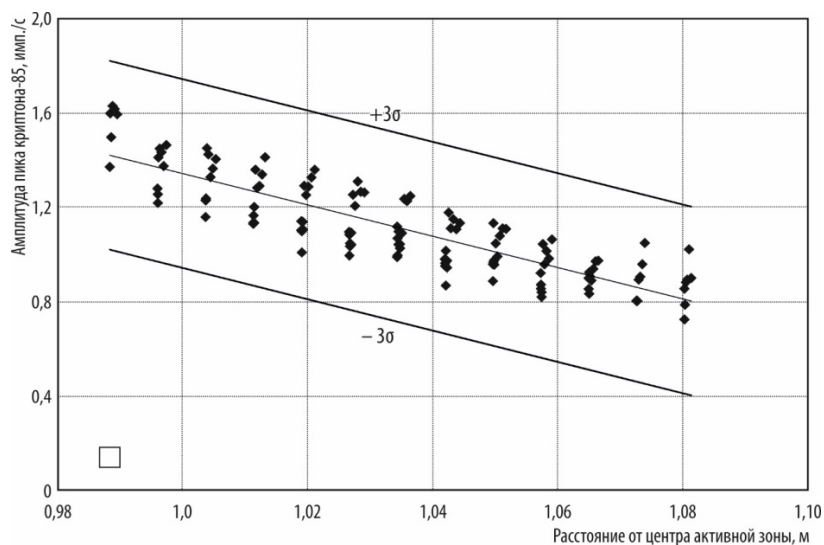


Рис. 3. Взаимосвязь между амплитудой пика полного поглощения криптона-85 и расстоянием от центра активной зоны реактора БН-800 до твэла

Методом гамма-спектрометрии проведён контроль герметичности оболочек твэлов с нитридным уран-плутониевым топливом и виброуплотнённым уран-плутониевым оксидным топливом, облучённых в реакторах БН-600 и БН-800 соответственно.

Особенностью твэлов реактора БН-600 с нитридным топливом был низкий выход газообразных продуктов деления из топлива и, соответственно, низкая интенсивность линии криптона-85 с энергией 514 кэВ. В результате статистической обработки полученных значений амплитуды пика выявлен один твэл с аномально низким содержанием криптона, негерметичность которого была подтверждена разрушающим методом прокола оболочки.

Для твэлов реактора БН-800 с оксидным топливом были получены линейные зависимости между амплитудой пика полного поглощения гамма-излучения криптона-85, парциальным давлением криптона-85 в газосборниках и выгоранием топлива. Статистическая обработка экспериментальных данных по амплитуде пика полного поглощения криптона-85 с использованием этих зависимостей подтвердила негерметичность твэла № 22, амплитуда пика полного поглощения которого вышла за нижнюю границу доверительного интервала -3σ .

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ПАЙКИ ДЛЯ СОЕДИНЕНИЯ ДЕТАЛЕЙ ИЗ КАРБИДА КРЕМНИЯ

Е.Р. Чернавская, И.В. Федотов, А.А. Иванников, О.Н. Севрюков

ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"», г. Москва

Считается, что материалы на основе карбида кремния SiC, в частности, керамические композиты могут обеспечить повышенную безопасность по сравнению с циркониевыми сплавами в авариях типа LOCA. Поэтому в настоящее время актуален вопрос технологии производства и соединения торцевых заглушек и изготовления труб больших размеров из карбидокремниевой керамики. Одним из способов получения неразъёмных герметичных соединений из керамических материалов является пайка.

К настоящему моменту накоплен достаточно большой опыт пайки карбида кремния. К основным требованиям к припоям можно отнести следующие: низкая температура пайки для снижения остаточных термических напряжений, коэффициент термического линейного расширения (КТЛР) образующихся в паянном шве фаз должен быть близок к КТЛР SiC. Также одной из технологических трудностей является ограничение приложенного давления, которое может быть использовано во время соединения. Активная пайка хорошо зарекомендовала себя как способ соединения разнородных материалов и керамик. В работе выбран аморфный припой $Zr_{35}Ti_{25}Cu_{12}Be_{28}$ имеющий наименьшую температуру плавления среди изученных сплавов системы Ti-Zr-Be-Cu. Целью работы является изучение влияния температуры на микроструктуру паяных соединений SiC/SiC при использовании припоя ZrTiCuBe.

В работе использовали горячепрессованный карбид кремния чистотой не менее 99% и прочностью на изгиб не менее 100 МПа. Припой $Zr_{35}Ti_{25}Cu_{12}Be_{28}$ (ат.%) получен в виде аморфной ленты при быстрой закалке на установке Кристалл-702. Толщина ленты составляет 50 ± 10 МПа. Образцы керамики имели форму параллелепипеда размерами $5 \times 5 \times 5$ мм³. Перед пайкой формировали сборку: между керамическими элементами укладывали ленту припоя и прижимали грузом, обеспечивая статическую нагрузку в 2,7 Н для предотвращения смещения паяемых элементов. Затем сборку помещали в вакуумную печь СШВЭ-1,25/25. Выдержка образцов при температурах 810, 900, 1000, 1100, 1200, 1300 °С длилась 10 минут. Исследование микроструктуры паяных соединений проведено с использованием растрового электронного микроскопа Carl Zeiss EVO 50 с приставкой для микрорентгеноспектрального анализа (МРСА) INCA X-Act. Изображения микроструктуры были получены в режиме обратно-отраженных электронов BSE.

Ранее было исследовано смачивание карбидокремниевой керамики припоем ZrTiCuBe при температурах 720, 750, 780, 810 °С. Выявлено, что при повышении температуры угол смачивания уменьшается с 35 до 23 °. Далее при этих же температурах проводилась пайка, по результатам которой замечено, что микроструктура паяного шва не изменяется, а толщина уменьшается от 20,5 до 15,1 мкм при увеличении температуры пайки. Для определения фазового состава паяного шва проведено исследование его структурных составляющих методом дифракции обратного рассеяния электронов (EBSD) и исследование методом рентгеновской дифракции (XRD), которые показали, что после пайки шов состоит из фаз $(Zr,Ti)_2Cu$, $ZrBe_2$, $TiBe_2$ и Zr_3Si . Также в предыдущей работе были измерены механические характеристики полученных паяных соединений, так максимальная прочность на сдвиг 200 ± 60 МПа получена у образца, изготовленного при температуре пайки 810 °С.

В данной работе изучена эволюция микроструктуры после изотермических выдержках при температурах 900, 1000, 1100, 1200, 1300 °С в течение 10 минут. В качестве исходных образцов использовали паяные соединения полученные по режиму пайки 810 °С при выдержке 10 минут.

На рисунке 1 показаны электронные изображения микроструктур паяных швов SiC/ $Zr_{35}Ti_{25}Cu_{12}Be_{28}$ /SiC. При нагреве до 900 °С структурно-фазовое состояние (СФС) паяного соединения не меняется. Однако в шве обнаружены трещины, по всей видимости, в интерметаллиде $TiBe_2$. По литературным данным этот интерметаллид имеет сильно отличный от карбида кремния КТЛР, и таким образом при охлаждении это может приводить к образованию трещин в карбиде кремния и шве из-за остаточных термонапряжений. Нагрев до 1000 °С приводит к появлению в шве частиц из силицида циркония/титана с соотношением Ti+Zr к Si – 2 к 1. Возможно образуется силицид $(Ti,Zr)_2Si$. Реакционный слой в шве не образуется. Нагрев до 1100 °С привел к расстрескиванию образца (на рисунке 1г изображение поверхности отслоившегося SiC), при этом паяный шов почти полностью выкрошился. Тем не менее был обнаружен реакционный слой взаимодействия припоя и карбида кремния, являющийся карбосилицидом титана (стрелка 1 на рисунке 1г) Повышение температуры выдержки до 1200 °С приводит к формированию матрицы паяного соединения из силицида циркония-титана $(Zr,Ti)_2Si$ и карбида циркония ZrC. На границе с карбидом кремния образуются столбчатые кристаллы из карбосилицидов титана (стрелка 2 на рисунке 1д).

При изотермической выдержке 1300 °С в шве продолжается образование карбосилицидов и они формируются во всем объеме паяного шва (стрелочка 3 на рисунке 1е). Так же в шве образуются многочисленные дефекты в виде трещин и пор.

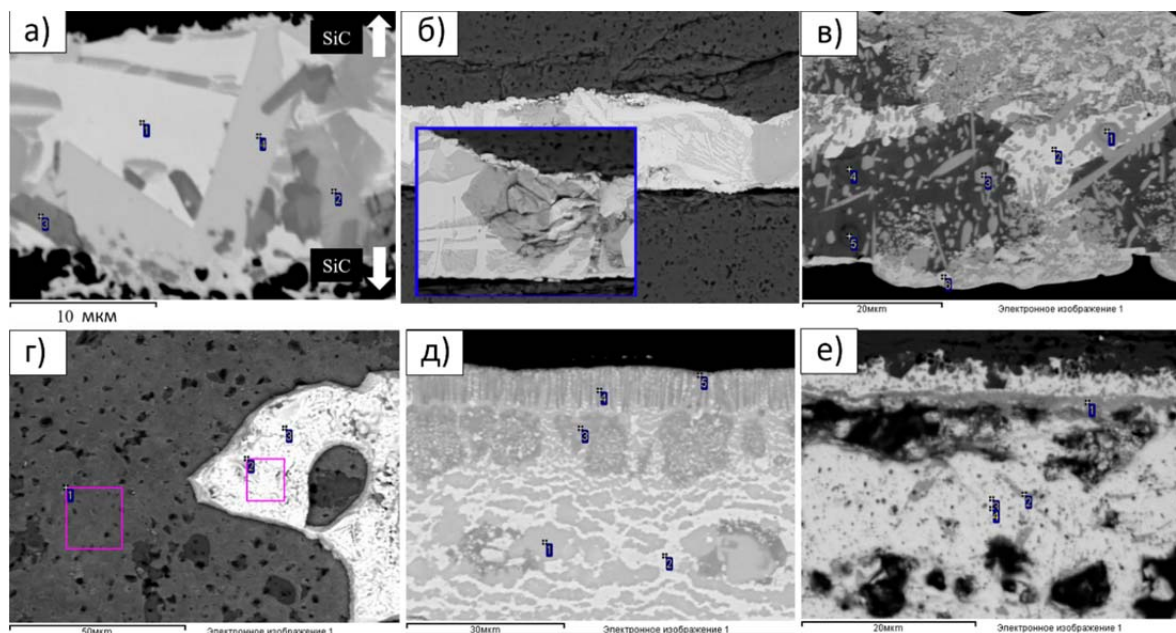
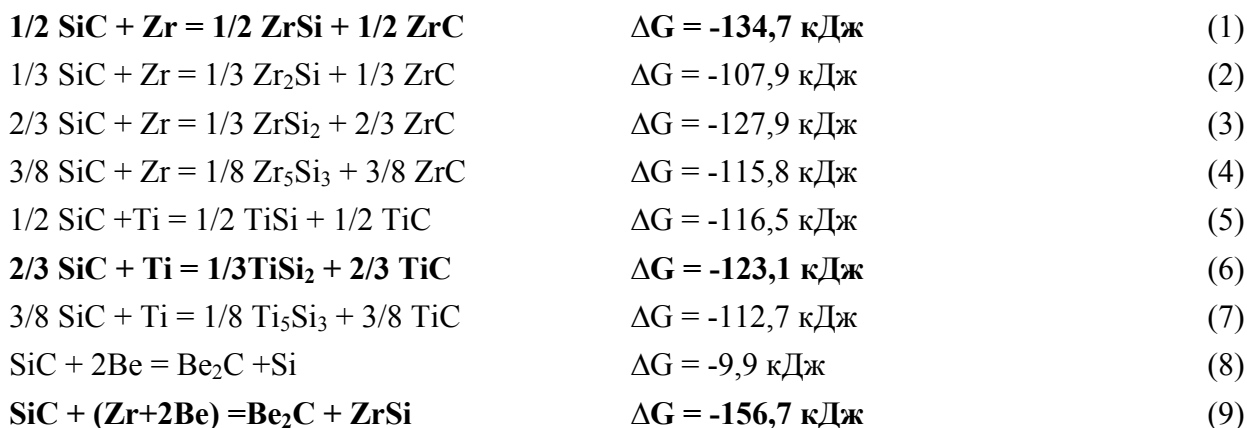


Рисунок 1. Микроструктуры паянных соединений SiC/ZrTiBeCu/SiC после а) пайки при 810 °С и последующего нагрева до б) 900°С, в) 1000 °С, г) 1100 °С, д) 1200°С, е) 1300 °С.

СФС паяного шва при отжиге 1450 было изучено ранее в работе. Такой нагрев не привел к распадке соединения при нагрузке 2,7 Н, но микроструктура шва сильно изменилась. Толщина соединения увеличилась до 60 мкм, в нем образовались обширные поры. Паяный шов состоял из матрицы из силицида циркония (ZrSi) с вкраплениями карбидов (TiC и ZrC). Фазы, образовавшиеся в соединении после нагрева до 1450 °С, имеют высокую температуру плавления ($T_{пл}$ (ZrSi)=2210 °С, $T_{пл}$ (TiC)=3060 °С, $T_{пл}$ (ZrC)=3540 °С), что предпочтительно для использования при высоких температурах. Паяное соединение после нагрева содержит трещины, что может негативно повлиять на прочностные свойства.

Также в рамках данной работы проведена оценка свободной энергии Гиббса протекания реакций в паяном шве при 1450°С. Расчет энергии Гиббса образования силицидов показал, что наиболее стабильными являются соединения Ti_5Si_3 , Zr_2Si . Однако при реакции взаимодействия титана и циркония с карбидом кремния происходит образование свободного углерода. Так как титан, цирконий и бериллий – сильные карбидообразователи, следует рассматривать такие реакции вместе с образованием карбидов – это реакции (1)-(9). Расчеты показывают, что наиболее термодинамически выгодными являются реакции образования силицида ZrSi, что соответствует результатам исследования микроструктуры паяных соединений.



Изменение фазового состава паяного соединения после нагрева показало, что температурный режим является важным стимулом для взаимодействия компонентов припоя с карбидом кремния. С увеличением температуры отжига паяного соединения происходит снижение механической прочности. Фрактографический анализ показал, что разрушение происходило по границам карбидных включений.

В результате выполнения работы была изучена эволюция СФС паяных соединений $\text{SiC}/\text{Zr}_{35}\text{Ti}_{25}\text{Cu}_{12}\text{V}_{28}/\text{SiC}$. С помощью электронной микроскопии изучены микроструктуры до и после термообработок. С использованием метода МРСА определен элементный состав фаз паяного шва. Проведена оценка свободных энергий образования продуктов взаимодействия припоя и карбида кремния.

ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКИЙ ПОДХОД К ИЗУЧЕНИЮ КИНЕТИКИ ОКИСЛЕНИЯ ЦИРКОНИЕВЫХ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ

А.И. Максимов, П.А. Калашникова, А.С. Иванов

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва

На ряде энергоблоков ВВЭР-1000, на которых подняли мощность реактора до 104% $N_{\text{ном}}$ и удлиннили топливный цикл до 18 месяцев, наблюдается рост толщины оксидного слоя на поверхности твэлов и дистанционирующих решеток. Причиной рассматриваемых эффектов может являться резкое локальное понижение концентрации водорода в жидкой фазе теплоносителя первого контура, которое в условиях активной зоны реактора ВВЭР приводит к изменению водно-химического режима и ускорению процесса радиолитического разложения. В частности, увеличивается концентрация стабильных продуктов радиолитического разложения, таких как O_2 и H_2O_2 , которые являются основными окислителями циркониевых оболочек твэлов, что и приводит к возникновению белого налёта. Для подтверждения приведённых утверждений и разработки способов снижения скорости коррозии необходимо исследование влияния концентрации окислительных продуктов радиолитического разложения. Целью настоящей работы было построение модели окисления циркониевых сплавов и анализ влияния химического состава теплоносителя на скорость коррозии оболочек твэлов.

Движущей силой окисления циркония является большое значение энергии Гиббса образования ZrO_2 , которая составляет порядка 965 кДж/моль при 360°C. На практике решающее значение имеет скорость коррозионного процесса, который обусловлен протеканием сопряженных электрохимических реакций. Эти реакции являются окислительно-восстановительными гетерогенными процессами, происходящими на границе раздела фаз металл/оксид и оксид/раствор.

Ток, протекающий в системе при прохождении окислительно-восстановительного процесса $\text{Red} \xrightleftharpoons[k_r]{k_f} \text{Ox} + ne^-$, где Ox – окисленная форма, Red – восстановленная форма, может быть описан с помощью расширенного варианта уравнения Батлера – Фольмера:

$$i = \frac{\exp\left(\frac{\eta}{b_a}\right) - \exp\left(-\frac{\eta}{b_c}\right)}{\frac{1}{i_0} + \frac{\exp\left(\frac{\eta}{b_a}\right)}{i_{l,a}} - \frac{\exp\left(-\frac{\eta}{b_c}\right)}{i_{l,c}}}$$

где $\eta = E - E^{eq}$ – перенапряжение (отличие потенциала от его равновесного значения для данной полуреакции); b_c и b_a – катодная и анодная константы Тафеля; i_0 – ток об-

мена, равный току катодной и анодной реакций при равновесном значении потенциала; $i_{l,a}$ и $i_{l,c}$ – предельные диффузионные токи.

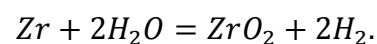
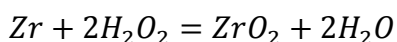
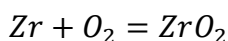
Равновесное значение потенциала полуреакции может быть рассчитано при помощи уравнения Нернста:

$$E_{Ox/Red}^{eq} = E_{Ox/Red}^0 - \frac{RT}{nF} \ln \frac{x_{Ox}}{x_{Red}},$$

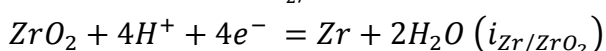
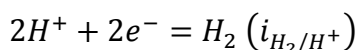
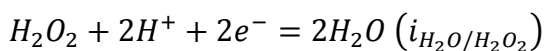
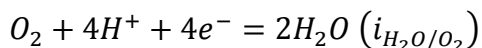
где $E_{Ox/Red}^0$ – стандартный потенциал полуреакции, F – число Фарадея, а активности составляющих заменены на концентрации (x), так как концентрация растворенных веществ в теплоносителе крайне низкая. Данное уравнение устанавливает связь между составом теплоносителя и отклонением потенциала от его равновесного значения, а следовательно и скоростью коррозии оболочек твэлов.

Величины стандартных потенциалов полуреакций $E_{Ox/Red}^0$ представлены в термодинамических базах данных, предельные диффузионные токи $i_{l,a}$ и $i_{l,c}$ могут быть рассчитаны из эмпирического соотношения для диффузии в потоке, движущемся внутри трубы, а величины тока обмена i_0 и катодной и анодной констант Тафеля b_c и b_a могут быть получены при описании экспериментальных поляризационных кривых $i(\eta)$, полученных при изучении соответствующих электродных процессов. В настоящей работе использовалась поляризационная кривая, измеренная в автоклавных экспериментах в условиях, близких к реакторным.

Присутствующие в системе составляющие вещества вступают в химические реакции, которые сводятся к следующим превращениям, отвечающим за процесс коррозии:



Можно выделить 4 полуреакции, соответствующие приведенным выше окислительно – восстановительным реакциям:



Расчёт коррозионного потенциала возможен при решении условия стационарности – равенства суммы токов всех катодных процессов и всех анодных процессов, которое в случае коррозии циркониевых оболочек твэлов записывается как:

$$i_{H_2O/O_2} + i_{H_2O/H_2O_2} + i_{H_2/H^+} + i_{Zr/ZrO_2} = 0.$$

Непосредственно за процесс коррозии и нарастание оксидной плёнки отвечает полуреакция Zr/ZrO_2 . Подстановка полученного коррозионного потенциала в выражение для i_{Zr/ZrO_2} позволяет рассчитать ток, связанный с процессом коррозии, а следовательно и скорость нарастания оксидной плёнки по следующему выражению:

$$\frac{dW}{dt} = \frac{i_{Zr/ZrO_2} M_{ZrO_2}}{4F},$$

где W – привес оксидной плёнки ($г/см^2$), $M_{ZrO_2} = 123.218$ г/моль – молярная масса ZrO_2 .

Для изучения влияния состава теплоносителя на скорость коррозии были рассчитаны величины коррозионного тока при различных концентрациях окислителей O_2 и H_2O_2 в жидкой фазе. Результаты представлены на рисунке 1. По полученным данным были построены графики привеса (см. рисунок 2), показывающие как изменяется скорость коррозии при изменении концентрации окислительных компонентов теплоносителя для фиксированных моментов времени – 5, 10, 15, 20 суток.

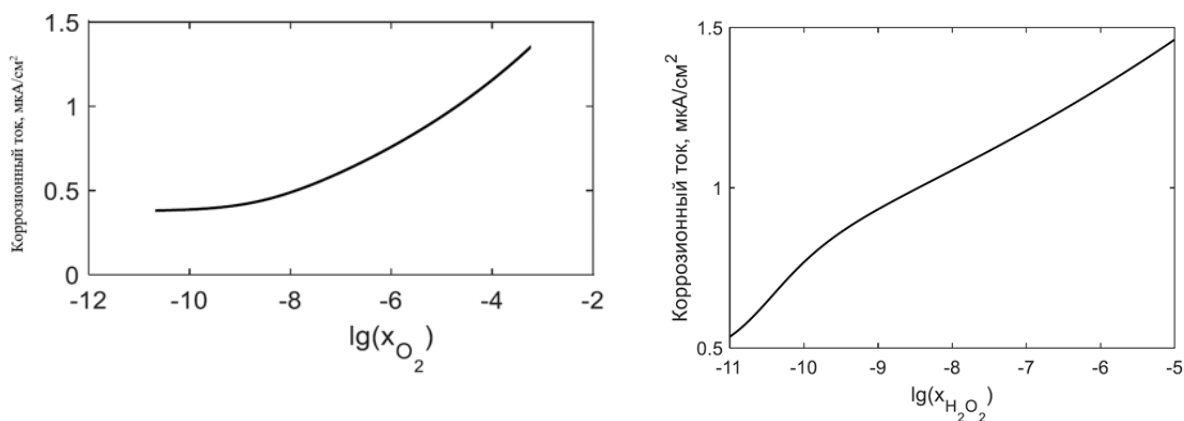


Рисунок 1. Коррозионный ток при 300 °С как функция мольной доли кислорода и перекиси водорода в теплоносителе при фиксированных значениях концентраций остальных компонентов

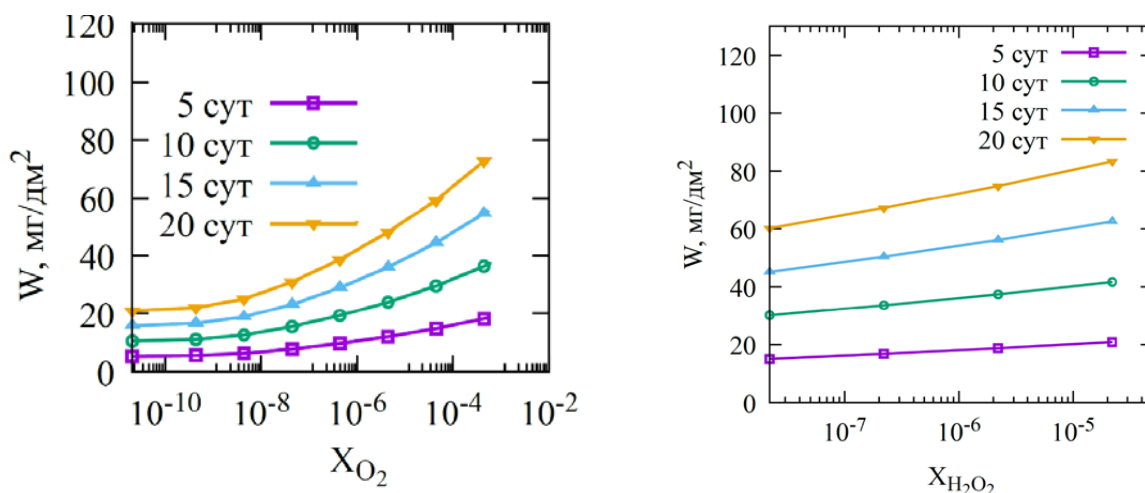


Рисунок 2. Привес оксидной плёнки как функция мольной доли кислорода и перекиси водорода в теплоносителе для фиксированных моментов времени – 5, 10, 15, 20 суток.

Из представленных результатов видно, что изменение концентраций окислительных компонентов теплоносителя на несколько порядков приводит к небольшим изменениям величины привеса оксидной плёнки. Полученный результат согласуется с литературными данными о слабой зависимости скорости окисления циркониевых сплавов от состава окружающей среды в автоклавных экспериментах в отсутствии реакторного облучения.

ВЛИЯНИЕ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА ПРЕДЕЛ ПРОЧНОСТИ ПРИ ИСПЫТАНИИ НА СЖАТИЕ И ЧЕТЫРЁХТОЧЕЧНЫЙ ИЗГИБ МЕЛКОЗЕРНИСТОГО РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА

Д.В. Харьков¹, Е.П. Белан¹, Д.М. Сорбат^{1,2}, А.Е. Федосеев¹,
И.И. Гибадуллин¹, А.Ю. Ульянов^{1,2}, Н.С. Погляд¹, Д.С. Моисеев^{1,2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

Графит является основным конструкционным материалом активных зон действующих и разрабатываемых высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР). Жесткие условия экс-

плутации графита в реакторах данного типа (высокие температуры и повреждающие дозы) предъявляют повышенные требования к теплофизическим и физико-механическим свойствам графита и их стабильности под облучением, которой не удовлетворяют графиты, применяющиеся в канальных уран-графитовых реакторах (графито-водных ядерных реакторах). В настоящее время для решения этой проблемы проводится разработка материалов нового поколения с повышенными эксплуатационными свойствами, характеризующихся малым размером зерна и высокой изотропией свойств.

В работе представлены результаты исследования влияния облучения на механические свойства трех марок экспериментального графита производства АО «НИИГрафит», предполагаемого к использованию в качестве материала графитовых блоков проектируемого высокотемпературного реактора атомной энерго-технологической станции.

Облучение проводили в реакторе БОР-60 до достижения флюенса нейтронов $2,9 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ и $5,8 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ ($E_n > 0,18 \text{ МэВ}$). Температура облучения образцов составляла $630 \pm 40 \text{ }^\circ\text{C}$. Механические испытания, включающие в себя испытания на сжатие и четырехточечный изгиб, проводили при комнатной температуре на универсальной испытательной машине Tinius Olsen 10ST. Для испытаний на четырёхточечный изгиб использовали образцы диаметром 6 мм и длиной 50 мм. Для испытаний на сжатие использовали образцы диаметром 6 мм длиной 12 мм. Исследовали образцы двух направлений вырезки (параллельно и перпендикулярно к оси графитового блока).

В исходном (необлученном) состоянии материал демонстрирует высокие даже для класса мелкозернистых графитов прочностные характеристики: предел прочности на сжатие составляет 90-148 МПа, предел прочности на изгиб – 35-60 МПа. Под действием облучения пределы прочности на сжатие и четырехточечный изгиб графита увеличиваются до 25 % и до 31 % соответственно (рис. 1). Характер изменения пределов прочности при облучении немонотонный и зависит как от интервала флюенса нейтронов, так и от материала (марки графита).

Упрочнение материала под действием облучения связывают с закреплением дислокаций одиночными и групповыми дефектами. Замедление скорости роста предела прочности в диапазоне флюенса нейтронов от $2,9 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ до $5,8 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$, наблюдаемое у образцов марок 1 и 3 (и даже некоторое разупрочнение у графита марки 1 при испытании на четырехточечный изгиб), является, по всей видимости, следствием начала механического взаимодействия кристаллитов и образования вторичных трещин-пор.

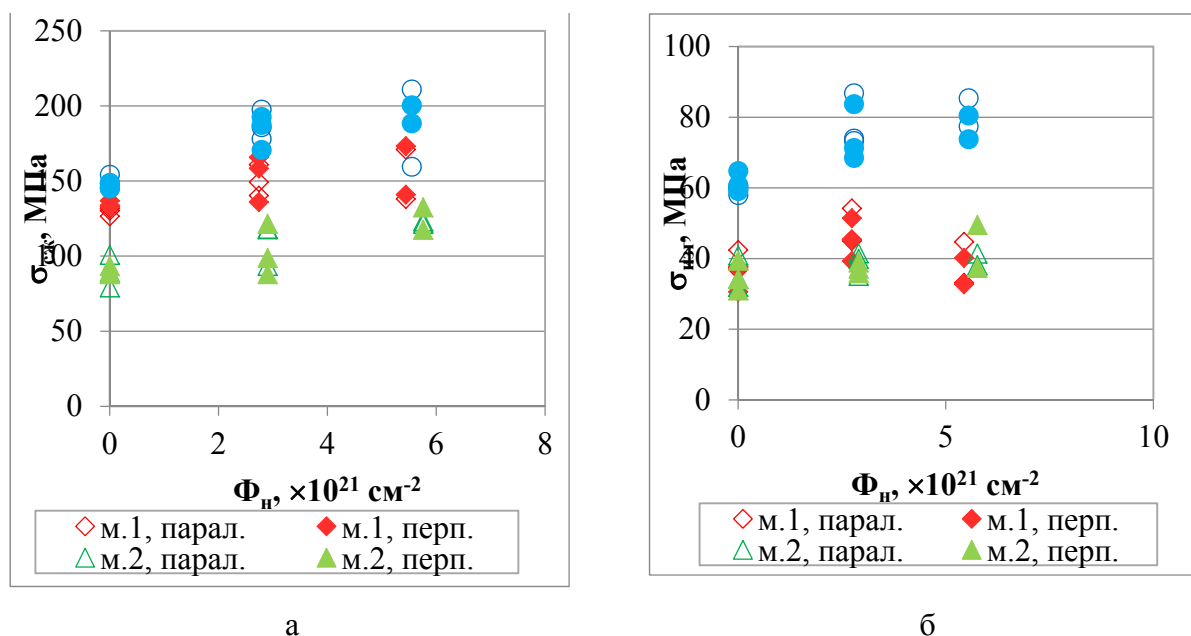


Рисунок 1. Зависимости предела прочности графита от флюенса нейтронов (а –на сжатие; б – на изгиб)

ОПЫТ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА РБМК

А.А. Селивёрстов, А.Ю. Лагутин, А.Н. Колесников

ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Дмитровград

В сравнении с зарубежными странами, в которых развивается атомная энергетика, в России проблемы вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС достаточно долго находились вне должного внимания, а в проектах АЭС ранних поколений вопросы их вывода из эксплуатации практически не учитывались.

В соответствии с требованиями НП-001-15 и НП-012-16 деятельность по выводу из эксплуатации должна учитываться при размещении, проектировании и сооружении АЭС. Проектные решения должны предусматривать сохранение и передачу важной проектной документации и информации для создания базы данных по выводу из эксплуатации блока АЭС.

Согласно НП-012, работы по ВЭ блока АС, размещенного на площадке многоблочной АС, не должны влиять на безопасность других блоков АС, размещенных на площадке АС. Некоторые системы придется проектировать заново, учитывая их новое местоположение, протяженность соответствующих трасс, новые элементные базы, а значит, необходимо предусматривать соответствующее финансирование. При разработке концепции ВЭ реактора ВК-50 определенные трудности могут возникнуть из-за того, что при его проектировании и строительстве не были использованы принципы, позволяющие облегчить завершение жизненного цикла РУ. Большую помощь может оказать опыт ОДИЦ Концерна Росэнергоатом, однако практики ВЭ кипящих реакторов (бетонный корпус, одноконтурная схема) ни у кого в РФ нет. Следует заранее продумать, чем заменить хорошо зарекомендовавшее себя импортное оборудование.

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

ВОЛОКСИДАЦИЯ И РАСТВОРЕНИЕ ВОЛОКСИДИРОВАННОГО СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАНОПЛУТОНИЕВОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Д.Е. Тихонова¹, В.Н. Момотов¹, А.Ю. Волков¹, М.И. Хамдеев¹,
А.О. Макаров¹, П.В. Лакеев¹, К.Н. Двоеглазов²

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ЧУ «ИТЦП "Прорыв"», г. Москва

В качестве одной из головных операций переработки СНУП ОЯТ на модуле переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса (МП ОДЭК) рассматривается объемное окисление (волоксидация) отработавшего ядерного топлива. Операция предназначена для отделения топливной композиции от фрагментов твэлов и удаления из топлива части летучих продуктов деления (ЛПД).

Растворение является одной из ключевых стадий переработки ОЯТ. Для повышения эффективности данной операции необходим подбор режима и условий растворения, способствующих количественному переводу в раствор ядерных материалов и уменьшению массы нерастворённого остатка.

Целями работы являлись определение оптимальных условий проведения волоксидации и обоснование схемы растворения волоксирированного ОЯТ при гидрометаллургической переработке.

Для решения поставленных целей решались следующие задачи:

- 1) оценка эффективности волоксидации для отделения топливной композиции от оболочек и удаления летучих продуктов деления;
- 2) определение массы и элементного состава нерастворённого остатка, образующегося при растворении волоксирированного СНУП ОЯТ в режиме, предполагаемом для его гидрометаллургической переработки;
- 3) проверка эффективности кандидатных схем перевода в раствор нерастворенного остатка.

Для проведения исследований по оценке эффективности волоксидации подготовлены 8 партий из фрагментов твэлов со СНУП ОЯТ с различной величиной выгорания. Окисление топлива проводили с использованием аппарата, основу которого составляла печь сопротивления с диапазоном рабочих температур до 900°C. В печи размещен реактор из жаропрочной нержавеющей стали, снабжённый входным и выходным отверстиями для подачи газов и отвода летучих продуктов деления. Для обеспечения окисления ОЯТ в токе влажного воздуха входное отверстие реактора соединено с емкостью из нержавеющей стали, заполненной дистиллированной водой, нагретой до температуры 40-50°C. Подаваемый в зону окисления ОЯТ воздух вначале проходит через слой подогретой воды, затем поступает в зону окисления ОЯТ. Эксперименты проводили при температурах 350, 450, 550°C с расходом воздуха 150-300 мл/мин и временем выдержки в изотермическом режиме 8 ч. После завершения процесса полученные порошки фракционировали, каждую фракцию взвешивали, отбирали из нее навеску, которую передавали для проведения радиохимического анализа с целью определения содержания ЛПД.

В качестве объектов исследования по проверке эффективности кандидатных схем растворения нерастворенного остатка волоксирированного ОЯТ выбраны твэлы со смешанным нитридным отработавшим топливом, облученным в реакторах БН-600 и БОР-60, с различной величиной выгорания. Растворение волоксирированного ОЯТ проводили в азотной кислоте при температуре 90-95°C. После окончания процесса нерастворенный остаток отделяли при помощи двойного целлюлозного фильтра «синяя лента». Для пере-

вода в раствор ядерных материалов, содержащихся в нерастворенном остатке ОЯТ, проверены три кандидатных способа: дорастворение в азотной кислоте; сплавление со смесью нитрата и гидроксида калия с последующим растворением плава в азотной кислоте; растворение в азотной кислоте в присутствии электрогенерируемых ионов Ag^{2+} .

Дорастворение нерастворенного остатка проводили в азотной кислоте с концентрацией 8 моль/л при температуре 90-95°C в течение 6 часов.

Сплавление нерастворенного остатка проводили со смесью кристаллических КОН и KNO_3 , взятых в соотношении 1:3 по массе, при температуре 800°C в течение 2 часов. Отношение масс нерастворенного остатка ОЯТ и смеси нитрата и гидроксида калия составляло 1:20. После охлаждения до температуры окружающей среды плавы растворяли в азотной кислоте с концентрацией 4 моль/л.

Электрохимическое растворение нерастворённого остатка ОЯТ в азотной кислоте в присутствии электрогенерируемых ионов Ag^{2+} проводили с использованием электрохимической ячейки при силе тока 480 мА и перемешивании в течение 24 часов.

В результате проведенных экспериментов по оценке эффективности волоксации установлены оптимальные условия проведения процесса: температура 450°C, скорость подачи воздуха, равная 150 мл/мин. Полнота отделения топливной композиции от оболочек твэла при проведении волоксации в данных условиях составляет 98-99%. Волоксация СНУП ОЯТ позволяет более чем на 99,8% удалить из топливной композиции тритий, снизить остаточное содержание ^{14}C в ОЯТ до 2% от его исходного количества и предотвратить распространение данных радионуклидов по всему водно-экстракционному каскаду при переработке ОЯТ.

В ходе экспериментов по растворению волокцированного СНУП ОЯТ установлено, что масса нерастворённого остатка составляет 2-3% от массы ОЯТ, взятой для растворения. Одними из основных компонентов нерастворенного остатка являются уран и плутоний, их массовая доля составляет 9,4% и 18,8% соответственно от общей массы. Помимо урана и плутония нерастворенный остаток содержит значимые количества Zr, Mo, Ru, Rh, Tc, Pd, их суммарная массовая доля составляет 59,3%.

Дорастворение в азотной кислоте не приводит к количественному растворению нерастворенного остатка. Раствор фильтровали, отделяли нерастворенную часть. Масса нерастворенного остатка после стадии дорастворения в азотной кислоте уменьшилась до 0,7% от массы ОЯТ, взятой для проведения основного растворения.

Нерастворенный остаток, полученный после дорастворения в азотной кислоте, сплавливали со смесью гидроксида и нитрата калия, плавы растворяли в азотной кислоте, раствор фильтровали. Визуально осадка не обнаружено, изменение массы фильтров не зафиксировано.

При использовании электрохимической ячейки полного растворения достичь не удалось, масса нерастворенного остатка после завершения процесса уменьшилась до 0,3% от массы ОЯТ, взятой для проведения основного растворения.

Установлены оптимальные условия проведения волоксации СНУП ОЯТ, которые позволяют удалить из топливной композиции тритий более чем на 99,8%, радиоуглерод – на 98%. Оставшиеся после волоксации оболочки твэлов содержат на своей поверхности значимое количество ОЯТ. Для уменьшения потери ядерных материалов и вовлечения их в топливный цикл требуется включение в технологическую цепочку переработки СНУП ОЯТ процедуры отмычки оболочек.

Растворение волокцированного СНУП ОЯТ в режиме, соответствующем технологической схеме гидрометаллургической переработки, не приводит к количественному растворению ОЯТ. Масса нерастворённого остатка составляет 2-3% от массы ОЯТ, взятой для растворения. Для количественного извлечения ядерных материалов необходимо включить этап дорастворения нерастворённого остатка отработавшего ядерного топлива в схему переработки.

Рассмотренные в рамках данной работы кандидатные методы растворения нерастворённого остатка позволяют количественно перевести в раствор уран и плутоний. Наиболее оптимальным из них является дорастворение в азотной кислоте.

Сплавление нерастворенного остатка со смесью нитрата и гидроксида калия позволяет количественно перевести все компоненты ОЯТ в раствор.

Работа выполнена в рамках Государственного контракта № Н.4о.241.19.1091 от 23.04.2021.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ВАРИАНТА ОБРАЩЕНИЯ С ХЛОРИДСОДЕРЖАЩИМИ СРЕДНЕАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Я.И. Шаталина¹, С.С. Погляд^{1,2}, О.С. Дмитриева^{1,2}, Е.А. Бездныкова²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Переход атомной энергетики на новую технологическую платформу приводит к повышению выгорания и времени выдержки облученного ядерного топлива, которое становится сложным объектом для переработки традиционными водноэкстракционными методами. Одним из перспективных методов, позволяющих решить данную проблему является переход к неводным методам переработки. По данным технико-экономических исследований, проведенных российскими и зарубежными исследователями, наибольшую степень технологической зрелости достигла технология димитровградского сухого процесса, однако, являясь, по сути неводным методом переработки с учетом внутренних присущих ей недостатков данная технология образует значительное количество жидких радиоактивных отходов среднего уровня активности, в первую очередь за счет нейтрализации избыточного хлора. Решение проблемы обращения с данными жидкими радиоактивными отходами позволило бы резко повысить экономическую эффективность и безопасность данной технологии.

Целью данной работы является экспериментальная проверка модернизированного метода обращения с САО пирохимической технологии переработки ОЯТ, сочетающего упаривание растворов под вакуумом с дальнейшей иммобилизацией в отверждаемую при комнатной температуре матрицу.

Источником образования жидких среднеактивных отходов является отработанный раствор от системы поглощения хлора, на систему подается содовый раствор карбоната натрия, получаем засоленный раствор, содержащий коррозионноактивные примеси хлора, упаривание которого при высоких температурах приведет к коррозии аппарата. Как было раньше показано, в ходе экспериментальных переработок сотрудниками НИИАРа, активность этого раствора позволяет отнести его к среднеактивным отходам.

Соответственно требуется найти способ перевода данного жидкого радиоактивного отхода в пригодное для окончательной изоляции состояния.

Для этого провели патентный поиск, после этого была создана установка, побудителем расхода установки являлся мембранный вакуумный насос со фторопластовой мембранной, который позволял создать нам в сосуде с исследуемым раствором остаточное давление над раствором 0,02атм. Конструкция насоса позволяла иметь на выходном

патрубке давление равное атмосферному, что приводило к быстрой конденсации дистиллята, который содержался в сборнике.

По результатам процесса получили сухой пересыпающийся порошок и в колбе-приемники дистиллят. С учетом введенного количества аниона коэффициент очистки приближен к 10^4 .

По итогам проведенной работы экспериментально показана применимость метода концентрирования - методом упаривания при пониженном давлении для растворов, содержащие хлорид - ионы, таким образом, эта часть метода проверена, что позволило нам перейти к иммобилизации полученного твердого сухого остатка.

Учитывая большую коррозионную активность хлорид - иона, а также летучесть значительного количества хлоридов, традиционные высокотемпературные процессы ограничено применимы. Был проведен поиск перспективных матричных материалов для включения, которые можно синтезировать при умеренных комнатных температурах. Была выбрана железофосфатная матрица.

Синтез матрицы проводили базовым способом синтеза, однако длительность твердения составила 30 суток. Соответственно, были предприняты методы по модификации метода синтеза, главным вопросом, который мы ставили перед собой при модификации, было изучение параметров, влияющие на скорость отверждения образца, а именно различие процесса извлечения влаги и процесса созревания структуры.

Провели эксперименты по синтезу матрицы под вакуумом, в СВЧ и над влагоотнимающим агентом. Полученные образцы были испытаны на химическую устойчивость и механическую прочность.

Скорость выщелачивания матрицы колеблется от 3×10^{-4} г/см²×сут для лития до 2×10^{-5} г/см²×сут для калия. Согласно НП-019-15 водоустойчивость для ¹³⁷Cs должна быть не более 1×10^{-3} г/см²сут – указанное требование полностью обеспечивается.

Образец, синтезированный ускоренной сушкой над влагоотнимающим агентом, дал удовлетворительные результаты, механическая прочность образца составила 107 кгс/см². По НП-019-15 прочность на сжатие для цементного компаунда должна составлять не менее 50 кгс/см².

По литературным данным в железосодержащие керамики часто вводят цирконий для стабилизации структуры, проверили влияние введения циркония и в керамику комнатной температуры. Кроме того, оксид циркония может быть замещен радиоактивными отходами от оболочек, совместив найденный факт провели эксперимент.

При введение оболочек из циркония, срок синтеза матрицы сократился до 1 суток. Полученные образцы были испытаны на химическую устойчивость и механическую прочность.

Скорость выщелачивания матрицы колеблется от $3,5 \times 10^{-4}$ г/см²×сут для лития до $3,5 \times 10^{-5}$ г/см²×сут для калия. Согласно НП-019-15 водоустойчивость для ¹³⁷Cs должна быть не более 1×10^{-3} г/см²сут – указанное требование полностью обеспечивается.

Образец, синтезированный ускоренной сушкой над влагоотнимающим агентом, дал удовлетворительные результаты, механическая прочность образца составила 70 кгс/см². По НП-019-15 прочность на сжатие для цементного компаунда должна составлять не менее 50 кгс/см².

В результате исследования экспериментально показана возможность концентрирования коррозионноактивных растворов при пониженном давлении и температуре близкой к комнатной, вплоть до сухих солей; проверен и модифицирован вариант иммобилизации полученного сухого остатка от выпаривания имитатора хлоридсодержащих САО пирохимической технологии; проверены варианты совместной иммобилизации отходов САО пирохимической переработки ОЯТ и оболочек твэлов на имитаторах.

Таким образом, экспериментально проверен метод обращения со среднеактивными отходами пирохимической технологии от концентрирования до получения стабильной формы.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ПОДТВЕРЖДЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОГО ВЫДЕЛЕНИЯ ЦЕЗИЯ ДО ЭКСТРАКЦИОННОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

В.А. Болдаков, С.С. Погляд, А.С. Корнилов,
О.С. Дмитриева, Н.О. Позигун

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Переработка облучённого ядерного топлива (ОЯТ) с высоким выгоранием требует решения ряда проблем, затрудняющих проведение экстракционного аффинажа. К таким проблемам относится необходимость снижения активности и тепловыделения топлива перед переработкой, обуславливающая высокую продолжительность предварительной выдержки топлива в хранилищах, а также сложность растворения диоксида плутония в азотной кислоте, требующая применения коррозионно-активных добавок. Коллективом ОРТ разрабатывается схема переработки ОЯТ, включающая предварительное удаление из состава топлива цезия, как одного из дозоопределяющих и тепловыделяющих продуктов деления до его экстракционной переработки. С этой целью производится высокотемпературная обработка (ВТО) ОЯТ с триоксидом молибдена и последующая промывка образующегося продукта раствором щёлочи. Цезий удаляется в щелочной раствор, а топливо затем растворяется в азотной кислоте. Образование молибдатов топливных элементов в процессе ВТО также облегчает дальнейшее растворение плутония в азотной кислоте.

В докладе рассматриваются исследования проводимые с целью разработки и обоснования описанной технологической схемы. В ходе предварительных исследований были предложены два метода разделения цезия и молибдена в составе щелочного раствора. Первый метод основан на восстановительном осаждении молибдена из раствора под действием гидразин-гидрата, второй – на осаждении из раствора цезия в виде смешанного гексацаноферрата (II).

Исследования в обоснование процессов ВТО ОЯТ и выделения из его состава фракции цезия проводились как в лабораторных условиях, так и в условиях радиационно-защитной камеры. Лабораторные эксперименты с имитатором ОЯТ продемонстрировали возможность удаления 99% цезия в щелочной раствор и 99% топливных элементов в кислотный раствор после проведения ВТО ОЯТ. Эксперимент с реальным ОЯТ указал на невозможность переработки топлива без предварительного отделения оболочек твэлов. На 2023 год запланированы дополнительные исследования.

Работа выполнена в рамках исполнения Государственного контракта от 18.02.2022 № Н.4м.241.09.22.1027 по теме «Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в обоснование технических и проектных решений по созданию Полифункционального радиохимического исследовательского комплекса (ПРК). Этап 2022 года»

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ПОДТВЕРЖДЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ОДНОСТАДИЙНОГО ПОЛУЧЕНИЯ БОРОСИЛИКАТНОГО СТЕКЛА В УЗЛЕ ОСТЕКЛЫВАНИЯ ПОЛИФУНКЦИОНАЛЬНОГО РАДИОХИМИЧЕСКОГО ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО КОМПЛЕКСА

К.В. Елисеев¹, С.С. Погляд², О.С. Дмитриева²,
Е.А. Безднякова², М.Г. Дмитриев²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время на площадке АО «ГНЦ НИИАР» проводят работы по созданию Полифункционального Радиохимического исследовательского Комплекса (ПРК), основными задачами которого является создание и развитие до уровня промышленного внедрения, перспективных технологий переработки ОЯТ и обращения с РАО. В ходе решения обозначенных задач неизбежно образование широкой номенклатуры РАО, для иммобилизации ЖРО был разработан узел остекловывания, скомпонованный в унифицированном технологическом модуле (УТМ). Основным отличием и преимуществом узла остекловывания является проведение процессов сушки, прокалики и остекловывания в одном тигле.

В работе представлены результаты эксперимента по получению боросиликатного стекла в печи остекловывания, а так же проведён анализ образца стекла на соответствие требованиям НП-019-15.

Концепция узла остекловывания приведена в работе. Изначально узел остекловывания предполагал варку алюмофосфатных стёкол, модернизация проведенная в 2021 году, позволила перейти к получению боросиликатных стекломатриц. Основным отличием и преимуществом узла остекловывания является проведение процессов сушки, прокалики и остекловывания в одном тигле.

Технология состоит в том, что стеклофритта засыпается в тигель и разогревается до 300 °С, после чего подаётся раствор ВАО на раскалённую стеклофритту, затем проводят денитрацию при 700 °С и плавка стекла при 1200 °С.

Данная технология была испытана в лабораторной установке и затем протестирована в печи узла остекловывания. При упаривании нитратного раствора на поверхности стеклофритты пенообразование не было выявлено. Анализ газовых ловушек показал, что содержание летучих продуктов в парогазовой фазе – незначительно. Было выявлено, что образец стекла обладает низкой механической прочностью, которая не соответствует требованиям НП-019-15. Химическая устойчивость образцов соответствует параметрам НП-019-15. Анализ фазового состава показал, что стекло аморфно.

Узел остекловывания создаваемого на площадке АО «ГНЦ НИИАР» Полифункционального Радиохимического исследовательского Комплекса может использоваться для остекловывания высокоактивных отходов в одностадийном режиме, однако необходимо провести испытания узла остекловывания в сборе со штатной системой газоочистки и обработать технологию получения боросиликатного стекла.

ПОЛУЧЕНИЕ ТВЁРДОГО РАСТВОРА ДИОКСИДОВ УРАНА И ПЛУТОНИЯ В ЛАБОРАТОРНОЙ УСТАНОВКЕ СВЧ-КОНВЕРСИИ

О.С. Дмитриева, М.Г. Дмитриев, Д.А. Капралов,
А.С. Корнилов, А.А. Пылаева

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

МОКС-топливо (МОХ-топливо) – ядерное топливо, состоящее из смеси диоксидов урана и плутония, наиболее эффективно используемое в реакторах на быстрых нейтронах. В настоящее время используют несколько технологий изготовления МОКС-топлива. Первый способ изготовления это механическое смешивания порошков диоксидов урана и плутония. При использовании данного метода важной частью процесса является тонкий размол (микронизация), ввиду чего технология является пыльной, что представляет собой существенный недостаток. При втором способе производится совместное осаждение солей урана и плутония из раствора с образованием малопылящих гранул твердых растворов диоксидов урана и плутония (AUPuC – процесс). Процесс состоит из трех основных стадий: окисления Pu(IV) до Pu(VI), осаждения и прокаливания. Преимущество метода заключается в отсутствии пыления в ходе технологического процесса.

Для проведения исследования был получен смешанный осадок уранил-плутонил трикарбонат аммония $(\text{NH}_4)_4[(\text{U,Pu})\text{O}_2(\text{CO}_3)_3]$ методом соосаждения в процентном соотношении U/Pu – 62/38 (как имитатор топлива РУ МБИР). В качестве исходных растворов использовали нитратный раствор урана и плутония, в качестве осадителя – карбонат аммония. Проводили конверсию полученного осадка в экспериментальной лабораторной установке с применением СВЧ нагрева. В ходе эксперимента были получены два порошка, прокаленные в восстановительной и воздушной атмосферах.

Определены характеристики полученных порошков. Рентгено-фазовый анализ показал, что порошок, полученный в восстановительной атмосфере, является твердым кубическим раствором с параметров решетки $a = 5,427 \pm 0,005 \text{ \AA}$, что соответствует $(\text{U}_{0,4}\text{Pu}_{0,6})\text{O}_2$ при O/M (отношение кислорода к металлу) = 2. Порошок, полученный в воздушной атмосфере, имеет флюоритоподобную кубическую фазу, по положения рефлексов совпадающую с PuO_2 . Также на рентгенограмме присутствуют слабые рефлексы дополнительной фазы, предположительно относящиеся к орторомбическому U_3O_8 . Результаты сканирующей электронной микроскопии показали, что в твердой фазе наблюдается достаточно равномерное распределение урана, плутония и кислорода, также частицы порошка имеют игольчатую структуру.

По результатам проведения исследований была подтверждена возможность получения твердого раствора оксидов урана, плутония с содержанием плутония 38%.

Работа выполнена в рамках исполнения Государственного контракта от 18.02.2022 № Н.4м.241.09.22.1027 по теме «Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в обоснование технических и проектных решений по созданию Полифункционального радиохимического исследовательского комплекса (ПРК). Этап 2022 года».

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРИМЕСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В ТОПЛИВНОЙ СОЛИ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ АТОМНО-ЭМИССИОННЫМ СПЕКТРАЛЬНЫМ МЕТОДОМ

Л.М. Юсупова, М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов,
Е.В. Балалаева, А.Е. Ерина, Е.А. Ерин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Актуальными проблемами на сегодняшний день являются выделение минорных актинидов из ОЯТ и их захоронение. Поэтому сжигание минорных актинидов в реакторных установках быстрых реакторов с жидкосолевым теплоносителем является одним из вариантов решения данной проблемы. В качестве топливной соли планируется использовать смеси фторидов лития и бериллия (соль FLiBe).

Обеспечение необходимых технологических и эксплуатационных характеристик топливной композиции требует контроля содержания катионных примесных элементов.

В настоящей работе для анализа катионных примесных элементов (Al, B, Ca, Cd, Cr, Cu, Fe, Mg, Mn, Mo, Ni, Zr, Ce, Eu, Gd, La, Nd, Pd, Rh, Ru, Sm) в топливной композиции на основе Li, Be/F был выбран метод атомно-эмиссионной спектроскопии с дуговым возбуждением спектра.

Цель работы: проведение исследований в обосновании методики количественного определения массового содержания катионных примесных элементов в пробах топливной соли на основе Li, Be/F атомно-эмиссионным спектральным методом.

В результате проведенных исследований, были выбраны аналитические линии определяемых примесных элементов с высокой интенсивностью и низким уровнем фона, свободные от спектральных наложений.

Установлено влияние силы тока на время выгорания примесных элементов и определены условия анализа (время экспозиции и сила тока дуги). Правильность результатов анализа проверяли методом «введено-найдено».

На основе полученных результатов были предложены условия анализа: концентрация FLiBe 10 г/л, время экспозиции для выгорания Al, B, Ca, Cd, Cr, Cu, Fe, Mg, Mn, Mo, Ni, Zr – 20 с, сила тока 12 А, для Ce, Eu, Gd, La, Nd, Pd, Rh, Ru, Sm – 20 с, сила тока 14 А.

Полученные данные легли в основу разработанного проекта методики измерений химической чистоты топливной соли на основе Li, Be/F.

Работа выполнена при финансовой поддержке АО «Наука и инновации», проект ЕОТП-МТ-82.

КЕРАМИКА НА ОСНОВЕ БЕНТОНитОВОЙ ГЛИНЫ ДЛЯ ИММОБИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ПИРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Я.И. Шаталина¹, Е.А. Безднякова², О.В. Романова²,
С.С. Погляд^{1,2}, О.С. Дмитриева^{1,2}

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В процессах пирохимической переработки ОЯТ наиболее распространенными средами являются хлориды щелочных металлов различного состава (смеси хлоридов калия и натрия; натрия и цезия; калия и лития; индивидуальный хлорид лития и т.д.). Отработавший электролит не подлежит рециклированию и является удаляемым среднеактивным отходом (САО), поэтому для этих солевых систем необходим выбор способа обращения с ними. Согласно требованиям МАГАТЭ, перед длительным хранением и/или захоронением РАО должны быть переведены в устойчивую твердую форму. Стекло является единственной матрицей для отверждения РАО, доведенной до промышленного применения в России, однако стекла не подходят для иммобилизации пирохимических отходов, так как хлориды обладают низкой растворимостью в стекольных материалах (например, в боросиликатном стекле менее 1,5 масс.%), поэтому рассматривают альтернативные материалы, например, цемент и минералоподобные матрицы.

Целью данной работы являлась разработка метода включения имитатора отработавшего плава хлоридов щелочных металлов в стабильную минералоподобную структуру. Для этого в данной работе использовали бентонитовую глину, которая представляет собой тонкодисперсный материал, состоящий не менее чем на 70 % из слоистого минерала монтмориллонит; имеет большую удельную поверхность; как и все глины, становится очень прочной при отжиге и которая способна удерживать щелочные металлы благодаря своей слоистой структуре. Этот вариант может быть наиболее перспективным для обеспечения надежной долговременной изоляции радионуклидов из окружающей среды.

Синтез матрицы на основе бентонита проводили с использованием глины с месторождения 10-й Хутор. Компоненты керамики совместно с хлоридными отходами (эвтектическая смесь 3LiCl-2KCl) предварительно измельчали с помощью шаровой планетарной мельницы Retsch PM 200. Полученную шихту прессовали в таблетки диаметром 13 мм с помощью пресса гидравлического малого ПГ-100М в диапазоне силы 13-17 кН. Синтез проводили при температуре 900 °С и выдержкой 3 часа. В результате были получены 5 образцов с расчетным содержанием имитатора электролита 5, 10, 15, 20 и 30 масс.%.

Полученные образцы были испытаны на химическую устойчивость, механическую прочность, также был изучен фазовый состав.

По результатам рентгенофазового анализа обнаружены фазы, подтверждающие вхождение щелочных металлов в структуру матрицы. Все полученные образцы полифазные, со следующими основными фазами: лейцит $KAlSi_2O_6$, альбит $K_{0,2}Na_{0,8}AlSi_3O_8$, санидин $(Na,K)AlSi_3O_8$, сподумен $LiAlSi_2O_6$, пироксен $NaFeSi_2O_6$, авгит $Ca(Mg,Fe)Si_2O_6$. Все эти минеральные фазы рассматриваются как перспективные для иммобилизации РАО. Образец с содержанием имитатора электролита 30 масс.% в качестве основной фазы содержит фазу KCl, поэтому дальнейшим исследованиям не подвергался.

Скорость выщелачивания матрицы колеблется от 1×10^{-5} г/см²×сут для натрия до 1×10^{-8} г/см²×сут для алюминия, что на 2-5 порядков ниже значений скоростей выщела-

чивания для цементного компаунда. Согласно НП-019-15 водоустойчивость для ^{137}Cs и ^{90}Sr должна быть не более 1×10^{-3} г/см²сут – указанное требование полностью обеспечивается.

Прочность на сжатие составила в среднем для всех образцов 28,6 МПа. По НП-019-15 прочность на сжатие для цементного компаунда должна составлять не менее 50 кгс/см² или 4,9 МПа – требование полностью обеспечивается.

Результаты этого исследования свидетельствуют о том, что исследуемые матричные составы и способ их синтеза, соответствует нормативным требованиям к отвержденным ВАО (НП-019-15).

Таким образом, было подтверждено, что бентонитовые глины могут быть использованы в качестве исходного материала для иммобилизации ВАО, образующихся при пирохимической переработке ОЯТ.

Работа выполнена в рамках исполнения Государственного контракта от 18.02.2022 № Н.4м.241.09.22.1027 по теме «Научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы в обоснование технических и проектных решений по созданию Полифункционального радиохимического исследовательского комплекса (ПРК). Этап 2022 года»

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПЕРЕРАБОТКА ФРАГМЕНТА АЭРОЗОЛЬНОГО ФИЛЬТРА РАДИАЦИОННО-ЗАЩИТНОЙ КАМЕРЫ С ВЫДЕЛЕНИЕМ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Д.М. Яндаев, В.А. Резцова, М.Н. Латыпов,
В.Н. Момотов, Л.М. Юсупова

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

За продолжительное время работы установок гранулирования и фабрикации ядерного топлива отделения топливных технологий АО «ГНЦ НИИАР» накопилось существенное количество технологических отходов. Одним из видов отходов являются отработавшие аэрозольные фильтры, которые размещаются в вентиляционной системе радиационно-защитного оборудования и могут содержать в своём объёме ядерные материалы. На объектах использования атомной энергии Российской Федерации аэрозольные фильтры типовые и представляют собой корпус с фильтрующим элементом – полотном Петрянова. Полотно распределено в объёме фильтра слоями, разделёнными между собой сепараторами. Фильтрующий материал состоит из равномерных слоёв ультратонких полимерных волокон из перхлорвинила, нанесённых на подложку из марли или нетканого материала.

В ходе работ была предложена схема переработки аэрозольного фильтра, позволяющая выделить ядерные материалы с последующим возвратом их в топливный цикл, а также уменьшить объём твёрдых радиоактивных отходов низкой плотности. В основе предложенной схемы переработки и извлечения компонентов заложен двустадийный процесс. На первом этапе проводится термическое разложение фильтра, на втором – кислотное растворение сухого остатка. Эксперимент проводили в радиационно-защитном боксе с фрагментом фильтра типа В-01, состоящим из ткани Петрянова ФПП-15-4,5 и сепаратора. Термическое разложение осуществляли в шахтной печи при температуре 500 °С. Для улавливания продуктов разложения материалов фильтра и аэрозольных частиц, содержащих ядерные материалы, в лабораторной установке были предусмотрены две последовательно соединённые жидкостные ловушки – кислотная и содовая. После завершения

термического разложения продукты деструкции растворяли в HNO_3 , нерастворившийся остаток отфильтровывали.

В работе использовали фрагмент фильтра массой 9,46 г: масса ткани Петрянова составила 3,47 г (36,7%), масса сепаратора – 5,99 г (63,3%). Масса остатка после разложения составила 3,1% от начальной массы фрагмента. Концентрацию урана в целевом растворе определяли спектрофотометрическим методом, содержание Pu и Am определяли радиометрией, катионные примеси – атомно-эмиссионным методом. Также анализировали растворы из улавливающих ёмкостей. В таблице 1 приведены полученные значения удельной активности и концентрации целевых компонентов на единицу массы фильтрующего материала. Унос воздушным потоком Pu, Am составил < 0,5%. Отмечено значительное содержание U в кислотной ловушке - 15,6 % от его общего количества. В емкости с содовым раствором концентрации анализируемых компонентов ниже предела обнаружения применяемых методик анализа и могут быть оценены для $U \leq 0,4$ мг/л, $Pu \leq 2$ Бк, $Am \leq 20$ Бк.

Качественный элементный анализ нерастворившегося остатка проводили методом рентгеновской флуоресценции. На рисунке 1 приведён полученный спектр. Зафиксировано присутствие технологических примесей – Fe, Cr, Ni, Zr, Ca, которые вносят существенный вклад в массу остатка после разложения фильтра. Следует отметить присутствие на спектре линий меньшей интенсивности, которые можно отнести к целевым компонентам – U, Pu.

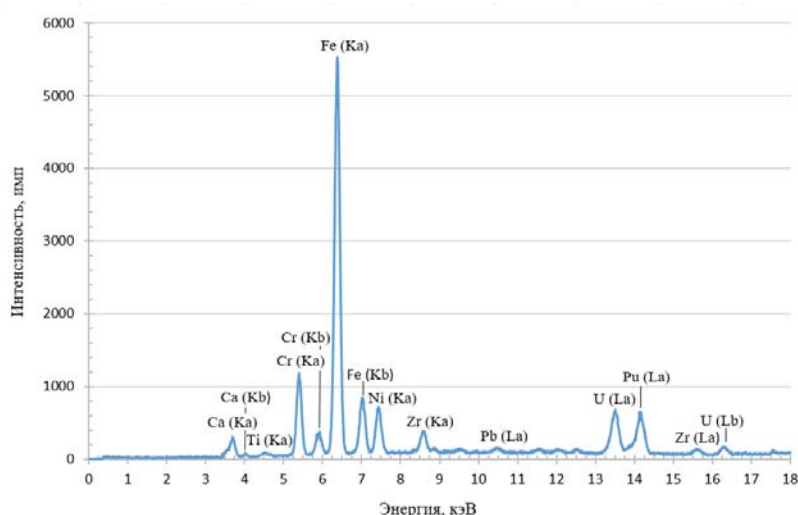


Рисунок 1. Спектр нерастворившегося остатка

Таблица 1 – Относительное содержание целевых компонентов

	Удельная активность, Бк/г фильтрующего материала	Концентрация, мг/г фильтрующего материала
Уран	-	8,306
Pu-238, Pu-240	$2,69 \times 10^6$	0,004
Pu-239	$2,80 \times 10^6$	1,235
Pu общий	$5,49 \times 10^6$	1,239
Am-241	$8,79 \times 10^5$	0,007

В результате эксперимента с фрагментом аэрозольного фильтра защитной камеры отделения топливных технологий были выделены ядерные материалы, которые в последующем могут быть возвращены в топливный цикл. Конечный продукт – азотнокислый раствор, что является преимуществом данного процесса, так как известны способы и подходы селективного извлечения радионуклидов из растворов такого типа. Результат применения данного метода позволяет сформировать промежуточный вывод о возможности масштабирования процесса.

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ ЛАБОРАТОРНОЙ СИСТЕМЫ ГАЗООЧИСТКИ ДЛЯ УЛАВЛИВАНИЯ ЧАСТИЦ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ ПРИ РЕЗКЕ МОДЕЛЬНЫХ ОБРАЗЦОВ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И КОРИУМА АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ «ФУКУСИМА-ДАЙИТИ»

А.О. Макаров¹, В.Н. Момотов¹, С.Д. Семин²,
П.В. Лакеев¹, В.А. Резцова¹

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²АО «Техснабэкспорт», г. Москва

Окончательный вывод из эксплуатации АЭС «Фукусима-Дайити» возможен при условии полного извлечения остатков топлива из аварийных энергоблоков. Ведётся интенсивный поиск методов удаления топливных обломков и решений вопросов обеспечения безопасности при проведении этих работ. Одним из важных элементов в данном направлении создание системы газоочистки. Обоснование оптимальной конфигурации и режимов работы полномасштабной системы газоочистки возможно исключительно на основании данных, полученных при проведении исследований по резке репрезентативных образцов отработавшего ядерного топлива и модельных образцов-имитаторов кориума АЭС «Фукусима-Дайити».

Для получения необходимых экспериментальных данных проведена резка четырех типов образцов: модельных образцов-имитаторов кориума АЭС «Фукусима-Дайити», необлучённого МОКС-топлива, облучённого уранового оксидного топлива реактора ВВЭР-1000, образца МОКС-топлива, облучённого в реакторе БН-600.

В результате проведённых работ впервые получены экспериментальные данные об особенностях образования пыли при резке активных образцов механическим и термическим методами, её свойствах.

По результатам исследований определена эффективность лабораторной системы газоочистки для каждого эксперимента. Во всех случаях интегральная эффективность системы газоочистки превысила 99,0 %. В наиболее консервативных условиях при резке отработавшего ядерного топлива реактора ВВЭР-1000 лазером она превысила 99,95 %.

Определен набор оптимальных параметров работы системы сбора пыли, необходимый для формирования исходных технических требований, рекомендаций, а также сформулирована концепция полномасштабной системы газоочистки для АЭС «Фукусима-Дайити».

Исследования выполнены за счет средств субсидии Исследовательского института Mitsubishi Research Institute (Япония) №NSU 51-18 от 27.22.2019 по реализации проекта «Вывод из эксплуатации и обращение с загрязненной водой (разработка технологии анализа и оценки свойств топливных осколков (разработка технологии оценки старения свойств топливных осколков))».

ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ РЕЭКСТРАКЦИИ УРАНА ФОРМИАТОМ АММОНИЯ

Н.О. Позигун, А.С. Корнилов, С.С. Погляд,
О.С. Дмитриева, В.А. Болдаков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Реэкстракцию урана в большинстве промышленных схем экстракционного аффинажа с применением трибутилфосфата осуществляют 0,05-0,1 моль/л HNO_3 . Для полного извлечения урана из органической фазы необходим большой поток реэкстрагирующего раствора, а также повышенные температуры 60-70°C, что приводит к значительному накоплению в органической фазе продуктов разложения трибутилфосфата и разбавителя, в результате чего снижаются эксплуатационные характеристики экстрагента.

Использование для реэкстракции растворов соединений, образующих с ураном комплексы, может позволить извлечь 99% урана из органической фазы за 1-2 операции. Перспективными реэкстрагирующими реагентами для урана являются соли органических кислот. В работе была исследована возможность использования формиата аммония в качестве реэкстрагента урана.

Основными параметрами, определяющими эффективность процесса реэкстракции являются растворимость реэкстрагируемого вещества в реэкстракте и pH реэкстракта. Исследования в обоснование эффективности процесса реэкстракции формиатом аммония включали в себя изучение растворимости нитрата уранила в растворах формиата аммония, а также определение зависимости коэффициентов распределения урана от концентрации и pH формиата аммония. Определено, что уранил нитрат обладает высокой растворимостью в растворах формиата аммония 100-600 г/л. Использование растворов формиата аммония с концентрацией выше 2 моль/л и pH=6-7 позволяет извлечь более 99% урана.

Проведен сравнительный анализ эффективности процесса реэкстракции урана из раствора ТБФ реэкстрагентами различного состава, а именно 0,05 моль/л раствором азотной кислоты и раствором формиата аммония с концентрацией 2,5 моль/л с pH=7. NH_4HCOO позволяет сократить число ступеней реэкстракции в 3 раза.

Проведенные исследования показали эффективность применения растворов формиата аммония для реэкстракции урана из ТБФ. Формиаты уранила являются удобными исходными системами для осаждения малорастворимых соединений урана, например, уранилтрикарбоната аммония или диураната аммония. После осаждения урана маточные растворы можно легко регенерировать отгонкой CO_2 и NH_3 и многократно использовать при реэкстракции урана.

ВЛИЯНИЕ РАЗЛИЧНОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ СОЛЕВОГО РАСПЛАВА ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ НА СПЕКТРЫ В АЛЬФА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОМ АНАЛИЗЕ

А.А. Кожанов, Н.Ю. Незговоров, М.И. Хамдеев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» ведутся работы в рамках научно-исследовательской работы (НИР) по созданию и выбору материалов для создания жидко-солевого реактора (ЖСР), в том числе и топливной соли. Проводятся измерения, и анализ экспериментальных проб с топливной композицией солевой смеси фторидов лития и бериллия «FLiBe», в том числе и на содержание альфа-нуклидов.

При определении альфа-излучающих радионуклидов обязательным условием является приготовление тонкослойных источников для проведения альфа-спектрометрического анализа. В случае увеличения толщины слоя, наносимого на мишень происходит уширение регистрируемых пиков за счет самопоглощения в источнике, что приводит к усложнению спектрометрического анализа, точной идентификации радионуклидов. К такому же эффекту может привести наличие в составе исследуемого образца фторидов лития и бериллия (расплав Li,Be/F).

Целью данной работы является определение влияния солевого расплава Li,Be/F с различными концентрациями и аликвотами на получение спектров и их обработку, сравнение полученных спектров со спектром эталонного источника уран-233+плутоний-238+плутоний-239 и анализ влияния ионизационных потерь на суммарную активность в исследовательских образцах.

В результате проведенных исследования установлено, что с увеличением концентрации солевого расплава Li,Be/F в источнике происходит увеличение обрабатываемой площади под кривой, формы пиков уширяются, происходит смещение максимумов пиков по каналам (по энергиям), что приводит к усложнению по обработке спектров и их идентификации.

Влияние солевого расплава на суммарную активность образцов не существенно, полученные результаты входят в доверительный интервал значения неопределенности измерений суммарной активности пробы по методике измерений (МИ) для исследования проб на основе расплава Li,Be/F для определения суммарной активности альфа-излучающих радионуклидов, а также других альфа-нуклидов и их относительного изотопного состава на спектрометрическом комплексе «СЭА-13П1».

ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДНОЙ ПРОДУКЦИИ

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭЛЕКТРОЛИТОВ НИКЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ПОМОЩИ ЯЧЕЙКИ ХУЛЛА

М.Н. Смирнов, В.В. Лобаненко, К.В. Ротманов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» производятся открытые источники бета-излучения типов БН63.П и БН63.С, представляющие собой металлическое покрытие, содержащее радионуклид никель-63, электрохимически нанесённое на подложку из никелевого сплава и электрохимически покрытое защитным слоем никеля природного изотопного состава. Тем не менее, ввиду особенностей технологии изготовления, а также недостаточной сплошности защитного покрытия данные источники нельзя назвать источниками ионизирующего излучения закрытого типа.

Одной из задач при разработке технологии изготовления закрытых источников ионизирующего излучения на основе никеля-63 является подбор составов электролитов и оптимальных плотностей тока, при которых равномерность и сплошность защитного никелевого покрытия будет наилучшей.

Равномерность распределения металла по толщине слоя обуславливается рассеивающей способностью электролита, а сплошность покрытия – кроющей способностью электролита, а также шириной рабочего диапазона тока.

Для определения рассеивающей способности и оценки качества получаемых покрытий было решено использовать ячейку Хуллы с межэлектродным углом 51° и медный пятисекционный катод. Материал ячейки – оргстекло. В качестве анода выступала никелевая пластина марки НП1. Схема корпуса использованной ячейки Хуллы представлена на рисунке 1.

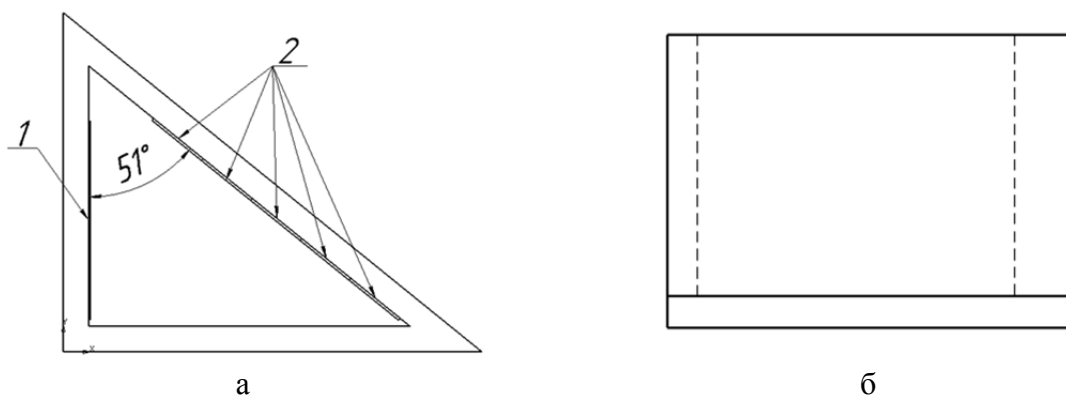


Рис. 1. Ячейка Хуллы: вид сверху (а) и сбоку (б). 1 – анод, 2 – секции катода.

Межэлектродное расстояние l варьировалось от 2,5 до 12,0 см.

Составы электролитов, изученных в ходе работы, представлены в таблице 1.

Таблица 1. Составы электролитов.

Номер электролита	1	2	3	4	5	6
$\text{NiSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$, г/л	42,15	42,15	42,15	42,15	213	213
$\text{NiCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, г/л					5	5
NaCl , г/л	45	45	45	45		
$\text{CH}_3\text{COONa} \cdot 3\text{H}_2\text{O}$, г/л	19,08	19,08	19,08	19,08		
CH_3COOH , г/л	125,76	125,76	125,76	125,76		
H_3BO_3 , г/л					25	25
Сахарин, г/л		3		3		3
Лаурилсульфат натрия, г/л			3	3		

Осаждение проводили в гальваностатическом режиме при $I = 2,323 \text{ А}$ в течение $t = 330 \text{ с}$. Каждый сегмент катода взвешивался до и после осаждения, после чего рассчитывали привес массы каждого сегмента.

Распределение металла (PC_M) оценивали по привесам масс второго и четвертого сегментов катодов по следующей формуле:

$$PC_M = \frac{\Delta m_4}{\Delta m_2} \times 100\%. \quad (1)$$

Локальную катодную плотность тока (i_k) рассчитывали по формуле:

$$i_k = I \cdot 5,1 \cdot \left(1 - 0,434 \cdot \ln \frac{x}{10}\right), \quad (2)$$

где x – расстояние от ближней к аноду точки катода до точки, в которой определяется плотность тока.

Полученные данные представлены в таблице 2.

Таблица 2. Распределение металла и рабочий диапазон плотностей тока для исследованных электролитов.

Номер электролита	1	2	3	4	5	6
$PC_M, \%$	42,86	21,43	27,20	15,43	27,48	27,27
Рабочий диапазон плотностей тока, A/dm^2	1,0–10,0	1,1–14,0	1,4–16,0	1,7–20,0	0,5–15,0	0,5–19,7

Таким образом, можно сделать следующие выводы:

- Электролит, содержащий ацетатный буфер обладает меньшим рабочим диапазоном плотностей тока и худшей кроющей способностью, чем содержащий борную кислоту, но лучшей рассеивающей способностью;
- Введение сахарина и лаурилсульфата натрия в концентрации 3 г/л значительно снижают рассеивающую способность по металлу электролита, содержащего ацетатный буфер;
- Введение сахарина и лаурилсульфата натрия в концентрации 3 г/л значительно сдвигают окно рабочего диапазона плотности тока в сторону больших значений, ухудшая кроющую способность электролита, содержащего ацетатный буфер;
- Введение сахарина в концентрации 3 г/л расширяют окно рабочего диапазона плотности тока в сторону больших значений, не влияя на кроющую способность электролита, содержащего борную кислоту;
- При помощи визуального контроля установлено, что введение сахарина в концентрации 3 г/л значительно снижает питтинг в электролите, содержащего борную кислоту.

РАЗДЕЛЕНИЕ АКТИНИЯ И РАДИЯ МЕТОДОМ КАТИОНООБМЕННОЙ ХРОМАТОГРАФИИ НА СОРБЕНТЕ BIORAD AG 50W-X8

К.О. Деркаченко¹, В.А. Голованов¹, С.В. Богатов¹,
И.Л. Буткалюк², П.С. Буткалюк²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В настоящее время альфа-эмиттеры для терапии разных форм рака становятся все более востребованными. Альфа-частицы позволяют адресно уничтожать исключительно опухолевые клетки, не повреждая здоровые ткани. Поэтому терапию с применением альфа-эмиттеров часто называют «будущим ядерной медицины».

Одними из перспективных альфа-эмиттеров являются ^{225}Ac и ^{223}Ra . В последние годы активно проводят исследования по применению препаратов ^{225}Ac для лечения рака предстательной железы. Помимо непосредственного использования в радиотерапии ^{225}Ac может служить в качестве стартового материала для многократного получения короткоживущего радионуклида ^{213}Bi по принципу работы радиоизотопного генератора. Наиболее удобным способом получения ^{225}Ac является его выделение из материнского ^{229}Th . Схема получения ^{225}Ac основана на промежуточном отделении ^{229}Th от дочерних ^{225}Ra и ^{225}Ac методом анионообменной хроматографии из 8 М HNO_3 . Затем проводят разделение ^{225}Ra и ^{225}Ac на катионообменной колонке.

Препарат $^{223}\text{RaCl}_2$ находит применение у пациентов с костными метастазами рака предстательной железы. Получают ^{223}Ra генерируя из долгоживущего ^{227}Ac , который в свою очередь получают реакторным облучением ^{226}Ra . В литературе описаны разные генераторные системы получения ^{223}Ra из ^{227}Ac , в основу которых практически везде положены хроматографические методы. Таким образом, задачу хроматографического разделения радия и актиния необходимо решать, как при получении ^{225}Ac из ^{229}Th , так и ^{223}Ra из ^{227}Ac .

Целью данной работы являлось исследование и подбор режимов разделения радия и актиния методом катионообменной хроматографии. Разделение проводили в динамическом режиме на колонках со катионообменной смолой BioRad AG 50×8 (100–200 меш) при элюировании азотной кислотой в диапазоне концентраций 0,75 - 2 моль/л. В предварительных экспериментах для имитации актиния использовали препарат ^{152}Eu . В ходе проделанной работы были определены необходимые параметры хроматографической колонки, а также объемы и концентрации HNO_3 для количественного разделения радия и актиния. По полученным хроматограммам были определены разрешения пиков ^{225}Ac (^{152}Eu) и ^{223}Ra , эффективность хроматографической колонки и число теоретических тарелок.

ВЛИЯНИЕ МАЛОЙ КОНЦЕНТРАЦИИ Ca^{2+} , Fe^{3+} И Cr^{3+} НА ПРОЦЕСС ЭЛЕКТРООСАЖДЕНИЯ ГАДОЛИНИЯ В ВОДНО-ОРГАНИЧЕСКОЙ СРЕДЕ

Д.А. Перепёлкин, М.Н. Смирнов, В.Е. Шаландин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» с 1980-х годов ведется производство нейтронных источников на основе радионуклида ^{252}Cf , которые нашли своё применение в медицине, а именно в противоопухолевой нейтронной лучевой терапии. Источник, используемый для внутритканевого введения, помещён в капсулу из нержавеющей стали и представляет собой активный сердечник стержневого типа. Он изготавливается при помощи электроосаждения калифорния из изобутилового спирта и разбавленной азотной кислоты на платиновую проволоку.

В качестве имитатора калифорния был выбран гадолий, так как у них схожие ионные радиусы, одинаковые координационные числа (6) и одинаковые степени окисления.

На полноту осаждения может повлиять множество факторов, а в частности, примерное содержание катионов и анионов в электролите. В ранних работах было исследовано, что влияние катионных примесей (Ca^{2+} , Fe^{3+} и Cr^{3+}) при концентрациях 0,8 мг/л и выше снижают полноту осаждения гадолия. Соответственно в данной работе поставлена цель определить максимально допустимую концентрацию примесей (Ca^{2+} , Fe^{3+} и Cr^{3+}) в электролите, при которой полнота осаждения гадолия не снизится.

Выбор исследуемых катионных примесей обуславливался особенностями технологического процесса производства калифорния: основными компонентами материала оболочки мишени (сталь 12X18Н10Т) были железо и хром, а компонентом, определяющим жёсткость воды и способным к выщелачиванию из стекла – кальций. Катионы кальция также присутствуют в используемых реактивах.

Исследовали влияние катионов Ca^{2+} , Fe^{3+} , и Cr^{3+} на процесс электрохимического осаждения гадолия из водно-органического электролита. В работе была использована электрохимическая ячейка, аналогичная применяемой при производстве источников ^{252}Cf медицинского назначения. В качестве анода выступал платиновый стакан, охлаждаемый водой, а в качестве катода – платиновая проволока. Время осаждения составляло 80 минут, объёмное отношение изобутилового спирта к азотной кислоте с концентрацией 0,33 моль/л – 30:1. Электролиз проводили без перемешивания электролита. После осаждения катод погружали в азотную кислоту концентрацией 4 моль/л. Полноту осаждения гадолия определяли радиоиндикаторным методом с применением ^{153}Gd .

На основе полученных результатов можно выделить, что концентрации примесных катионов Fe^{3+} и Cr^{3+} , равные 0,2 мг/л и ниже не повлияли на полноту осаждения, а концентрация 0,8 мг/л катионов Fe^{3+} и Cr^{3+} снизила полноту осаждения на 6% и 29% соответственно. Примеси Ca^{2+} при концентрации в 0,005 мг/л и ниже не оказали влияния на полноту осаждения гадолия, а при концентрации 0,05 мг/л и выше степень осаждения снизилась на 33%. Предполагается, что аналогичное влияние катионные примеси (Ca^{2+} , Fe^{3+} и Cr^{3+}) окажут и на процесс электроосаждения калифорния при создании медицинских источников.

СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕРМОДЕФОРМАЦИОННЫХ ПРОЦЕССОВ В КОНСТРУКЦИИ ПЕТЛЕВОГО КАНАЛА ПВК-1 РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МИР

Т.В. Базова, Н.В. Киреев, И.Р. Сулейманов, В.А. Узиков

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Определение теплового и напряженно-деформированного состояния корпуса экспериментального канала петлевой установки относится к сложным проблемам многодисциплинарного математического моделирования. Проведение таких расчетов необходимо на стадии проектирования конструкции для определения прочности и долговечности конструкции и расчёта кинетики радиальных зазоров.

Моделирование термонапряженного состояния предполагает предварительный расчет теплогидравлических параметров экспериментального канала для получения распределения температур на элементах корпуса, которые используются в качестве граничных условий при определении напряженно-деформированного состояния.

Петлевой канал представляет собой цельносварную конструкцию, состоящую из несущего корпуса, разделителя потока, подводящего и отводящего трубопроводов, вакуумного чехла (рис. 1). Несущий корпус на высоту активной зоны изготовлен из сплава циркония Э125, остальная часть из стали 12Х18Н10Т. В верхнюю часть несущего корпуса канала вварены подводящий и отводящий трубопроводы сложной конфигурации. Несущий корпус канала, а также его подводящий и отводящий трубопроводы окружены чехлом, в котором может создаваться вакуум или избыточное давление не выше 1 кг·с/см^2 . Вакуумный чехол предназначен для теплоизоляции и для контроля герметичности несущего корпуса петлевого канала, а также его подводящего и отводящего трубопроводов. Для компенсации температурных расширений в конструкции канала предусмотрена система технологических зазоров.

Основные технические характеристики экспериментального канала приведены в таблице 1.

Таблица 1. Технические характеристики экспериментального канала

Параметр	Значение
Рабочая среда в канале	дистиллят (вода, пароводяная смесь)
Рабочая среда в чехле	газ
Рабочее давление в первом контуре канала, МПа	16,5
Рабочее давление в чехле, МПа	вакуум $1,33 \cdot 10^{-5}$
Максимальная рабочая температура, °С	350
Срок службы, лет	14

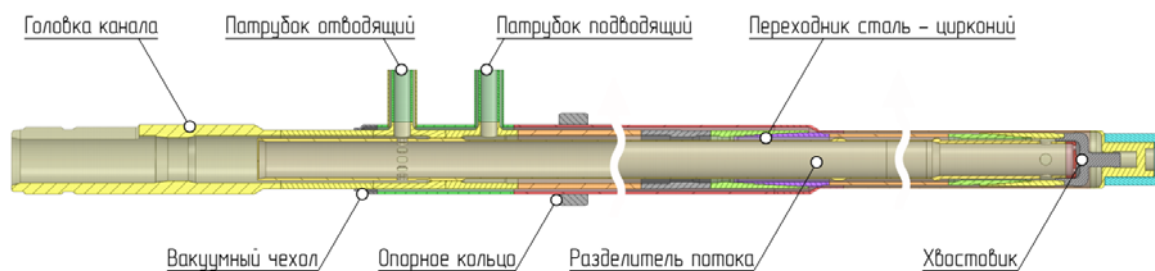


Рис. 1. Общий вид корпуса экспериментального канала водяной петли

Математическое моделирование теплогидравлических процессов канала водяной петли ПВК-1 в стационарном режиме работы проводилось в модуле Flow Simulation программного пакета SolidWorks., использующий численный метод конечных объемов для решения линейных и нелинейных дифференциальных уравнений.

Анализ результатов исследуемой модели (рис. 2 и 3), показывает, что значительный перепад температур теплоносителя отмечается на участке входного и выходного патрубков $\sim 50^\circ\text{C}$. Наибольшая температура в вакууме достигает 280°C . В нижней части петлевого канала температура корпуса близка к температуре теплоносителя на входе в канал и не превышает 307°C . При параметрах, соответствующих условиям эксплуатации, максимальное значение температуры корпуса канала в области выходного патрубка равно $\sim 354^\circ\text{C}$.

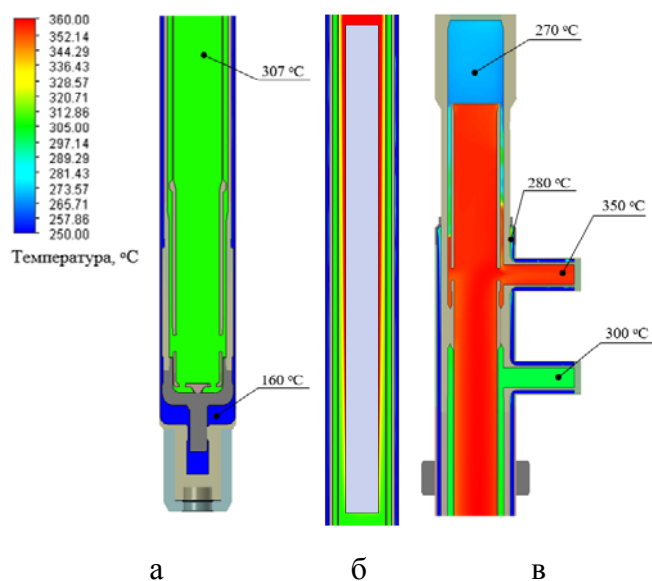


Рис. 2. Распределение температур теплоносителя в продольном разрезе:
а) в нижней части петлевого канала;
б) на уровне СПАЗ;
в) в верхней части петлевого канала

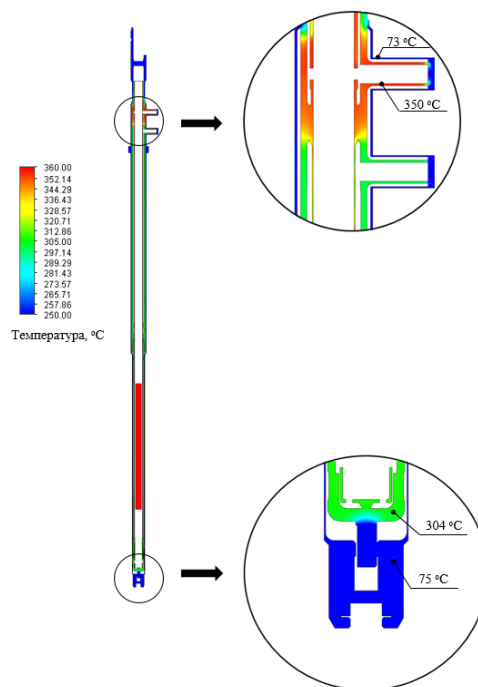


Рис. 3. Распределение температурного поля в продольном разрезе

Для расчета напряженно-деформированного состояния канала в стационарном режиме работы с использованием программного комплекса ANSYS подготовлена конечно-элементная модель экспериментального канала водяной петли ПВК-1.

В расчетной модели задавались следующие нагрузки и граничные условия: внутреннее расчетное давление в корпусе канала ($p = 17,4$ МПа); гидростатическое давление на внешней поверхности чехла канала; вакуум в чехле ($p_v = 1,33 \cdot 10^{-5}$); неравномерное температурное поле, импортированное в среду ANSYS, нагрузка от массы элементов и среды; усилия и моменты со стороны присоединяемых трубопроводов; компенсирующее усилие на патрубках от действия внутреннего давления.

Результаты расчета напряженно-деформированного состояния экспериментального канала в условиях стационарной работы реактора приведены в виде распределения эквивалентных напряжений по элементам канала на рис. 4.

Максимальный уровень напряжений в режиме НУЭ реализуется в следующих элементах канала:

- верхняя часть чехла в зоне приварки подводящего патрубка ($\sigma_{\text{экв}} = 254,3$ МПа), что обусловлено перепадами температур и нагрузками со стороны присоединяемого трубопровода;

- в зоне переходника цирконий – сталь ($\sigma_{\text{экв}}=240$ МПа), что в первую очередь связано с разницей физико-механических свойств материалов соединяемых элементов канала.

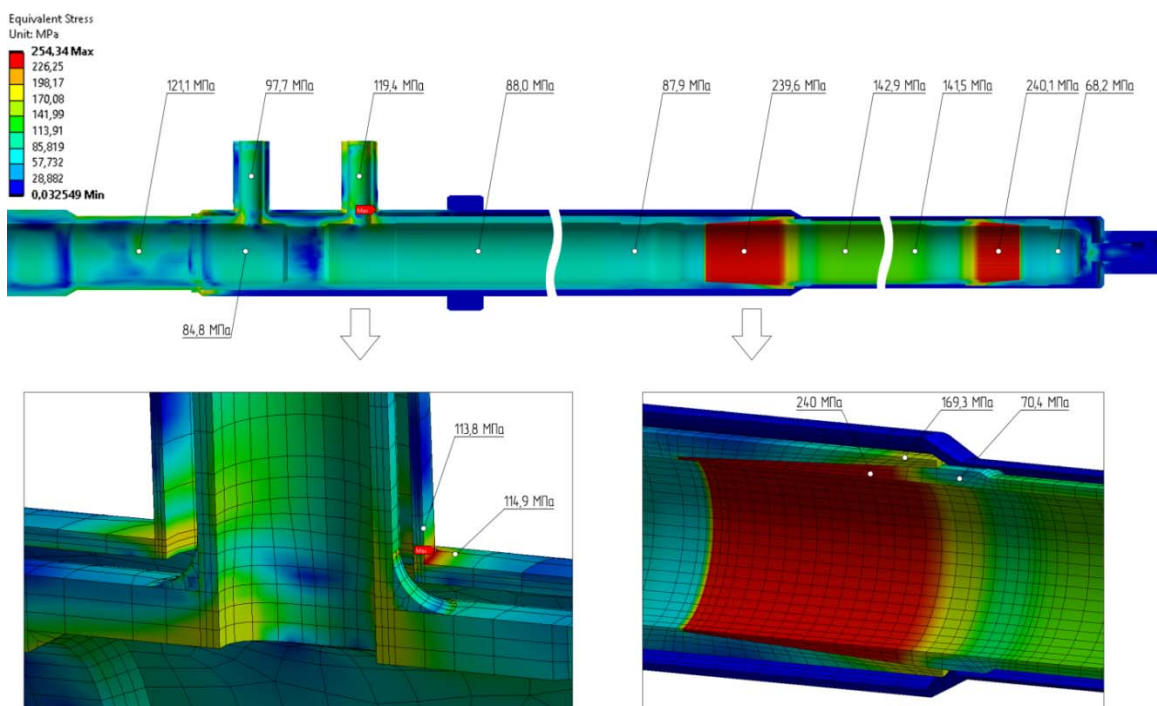


Рис. 4. Эквивалентные напряжения в режиме НУЭ

Полученные в результате моделирования термонапряженного состояния канала распределения эквивалентных напряжений были использованы для обоснования прочности и долговечности конструкции.

Проведенные оценки прочности показали, что конструкция канала экспериментального водяной петли ПВК-1 удовлетворяет требованиям действующего нормативного документа ПНАЭ-Г-7-002-86 при указанных параметрах эксплуатации и физико-механических свойствах используемых материалов не ниже принятых в расчетах.

НЕЙТРОННО-ДОЗИМЕТРИЧЕСКОЕ СОПРОВОЖДЕНИЕ РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В 2022 ГОДУ

С.А. Енин

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Определение нейтронно-физических характеристик – важный аспект при планировании и проведении облучательных программ и экспериментов на исследовательских реакторах. Наибольший интерес представляет полученная экспериментальным путём информация о флюенсе быстрых нейтронов, поскольку именно они обладают способностью смещать атомы из регулярных положений решетки, формируя радиационные точечные дефекты (пары Френкеля).

В АО «ГНЦ НИИАР» для определения флюенса нейтронов применяются металлические активационные детекторы (мониторы флюенса), материал которых подбирается, исходя из следующих критериев:

- Пороговая энергия активации – материал детектора должен активироваться широким диапазоном энергий быстрых нейтронов.
- Период полураспада дочерних нуклидов сопоставим со временем облучения.
- Радиационная безопасность – наведенная активность должна быть достаточной для проведения измерений, но, при этом, мощность дозы, получаемой персоналом, не должна превышать установленные значения. Исходя из этих параметров, выбирается как материал детектора, так и его физические размеры.
- Побочные продукты активации – необходимо учитывать время выдержки облученных мониторов с целью спада излишней активности, а также распада радионуклидов, искажающих спектральную картину излучения исследуемых радиоизотопов.

За десятилетия использования мониторов флюенса быстрых нейтронов, лучше всего зарекомендовали себя железо и ниобий – железо позволяет проводить измерение активности сразу после облучения и определять флюенс нейтронов с энергией свыше 3 МэВ, а ниобий после выдержки ~3 месяцев предоставляет информацию о набранном флюенсе нейтронов с энергией свыше 1 МэВ. Оба металла можно использовать при длительных облучениях (флюенс нейтронов до $\sim 10^{22}$ см⁻²). Типичный форм-фактор мониторов представляет собой металлический диск, диаметром 1 мм. Несколько дисков из различных материалов формируют в наборы и запаивают в кварцевые ампулы.

За 2022 наборы из железа и ниобия были успешно применены при сопровождении реакторных испытаний в БОР-60 и СМ-3. Перечень экспериментов и количество наборов мониторов представлены в таблице 1. Расположение облучательных устройств, в которых располагались капсулы с мониторами – на рисунке 1. Проведенные эксперименты в очередной раз успешно подтвердили предварительные расчётные данные.

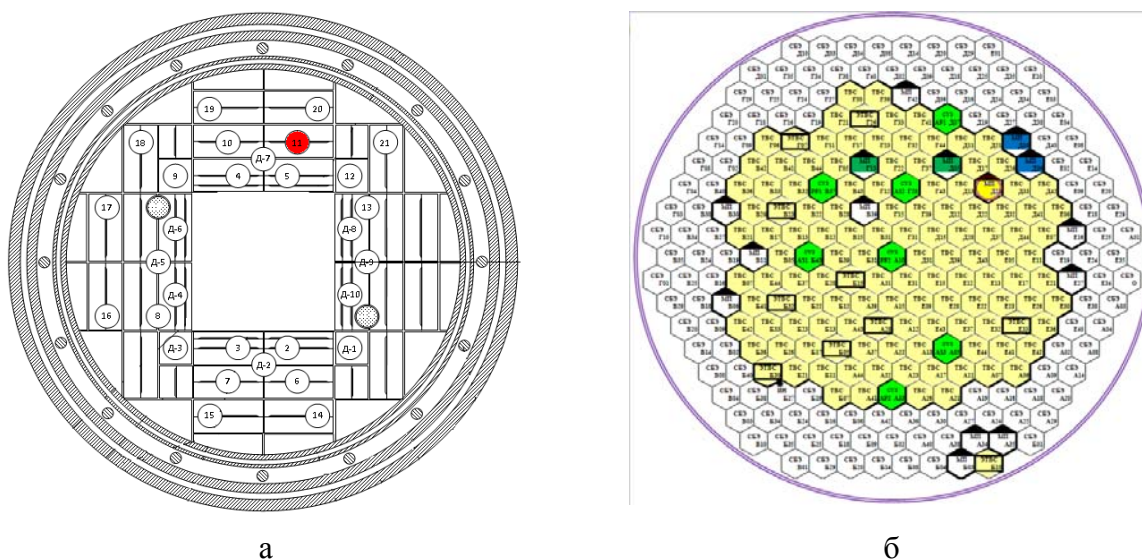


Рисунок 1 - места проведения экспериментов в реакторах СМ-3 (а) и БОР-60 (б).

Таблица 1. Нейтронно-дозиметрическое сопровождение экспериментов в 2022 г.





№	Облучаемые материалы	Число наборов мониторов	Место облучения	Условия облучения	Условное обозначение на картограммах
1	Конструкционные материалы для жидкосолевого реактора	5	СМ-3, 11 канал отражателя	69 эффективных суток при мощности 90 МВт Температура 800 °С	

Таблица 1. Окончание

2	Конструкционная сталь	1	БОР-60, канал Д23	2,7 эффективных суток при мощности 50МВт	
3	Образцы реакторного графита	6	БОР-60, каналы Г13 и Д05	60,1 эффективных суток при мощности 50 МВт Температура 600°C и 750°C	
4	Образцы реакторного графита	6	БОР-60, каналы Д36 и Д30	93 эффективных суток при мощности 50 МВт Температура 450°C и 325°C	

РЕАКТОРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ТВЭЛОВ ТОЛЕРАНТНОГО ТИПА В ПЕТЛЕВЫХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА МИР

А.И. Долгов, О.И. Дреганов, А.Н. Маркелов, М.А. Мокеичев, М.С. Сычугов

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Одним из направлений повышения надежности топлива для АЭС является создания твэлов, устойчивых к авариям с потерей теплоносителя (Accident Tolerant Fuel). Одним из консервативных направлений создания толерантного топлива является нанесение покрытий на оболочку для исключения высокотемпературного окисления циркониевого сплава и предотвращения пароциркониевой реакции.

В реакторе МИР.М1 проводят экспериментальные исследования с целью подтверждения работоспособности твэлов с различной модификацией топлива (UO_2 , UMo и U_3Si_2) и оболочками из сплава Э110 с нанесенным хромовым покрытием и без него типоразмеров ВВЭР и PWR. Результаты исследований необходимы для обоснования безопасности применения ядерного топлива для АЭС.

Конструкция экспериментальных твэлов типоразмера ВВЭР разработана АО «ВНИИНМ». Ранее АО «ОКБМ Африкантов» разработал конструкцию ЭТВС (рис.1), которая позволяет разместить 24 экспериментальных твэла длиной ~ 500 мм в двух пучках по высоте активной зоны реактора МИР.М1.

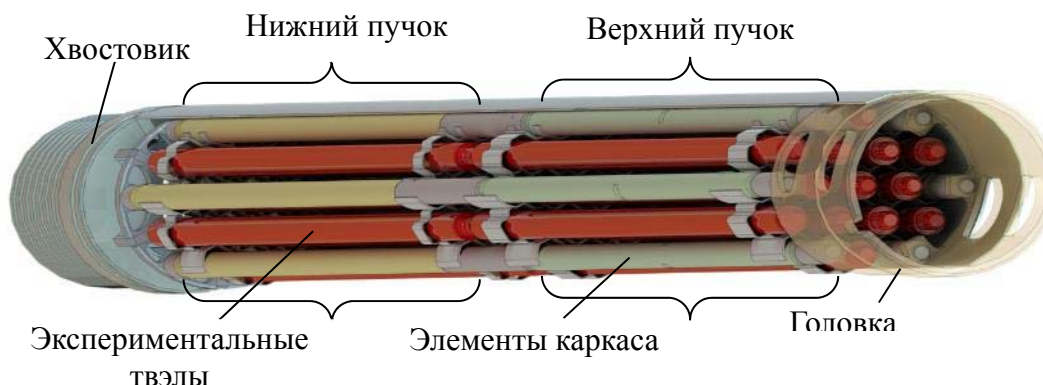


Рис.1. Конструктивная схема ЭТВС (ВВЭР)

В нижнем пучке ЭТВС испытываются экспериментальные твэлы с топливом UO_2/UMo с оболочками, на внешнюю поверхность которых было нанесено покрытие на основе хрома двух типов, разработанными в АО «ВНИИНМ» и «НИЯУ МИ» ($\text{Э110 о.ч.}+Cr1$ и $\text{Э110 о.ч.}+Cr2$, соответственно) и с оболочками из сплава 42ХНМ без покрытий. Первоначальная загрузка включала экспериментальные твэлы с двумя типами топлива и 3 типами оболочки. Программой испытаний предусматривалась частичная выгрузка 2 партий экспериментальных твэлов по 6 штук в каждой для проведения после-реакторных неразрушающих и разрушающих исследований при различных значениях выгорания топлива. Вместо выгруженных твэлов устанавливались имитаторы выполненные из стали (ЭТВС-PWR-2) или необлученные экспериментальные твэлы с топливом на основе дисилицида урана U_3Si_2 .

Конструкция экспериментальных твэлов типоразмера PWR разработана АО «ВНИИНМ». На её основе АО «ОКБМ Африкантов» разработал конструкцию ЭТВС (рис.2), которая позволяет разместить 12 экспериментальных твэла длиной ~ 1005 мм по всей высоте активной зоны реактора МИР.М1. В данной ЭТВС испытываются твэлы с топливом U_3Si_2 . В качестве материала оболочек также используется сплав Э110 о.ч. (Zr+1%Nb).

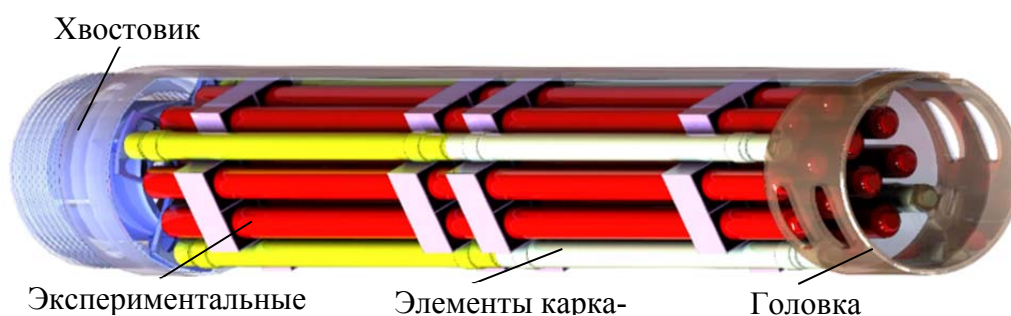


Рис.2. Конструктивная схема ЭТВС (PWR)

На рис. 3 в качестве примера приведены значения максимальной линейной мощности экспериментальных твэлов типоразмера ВВЭР в процессе испытаний. Она была получена расчетным путем с использованием в качестве исходных данных измеренных значений температуры, расхода и давления теплоносителя на входе и выходе из петлевого канала. Регистрацию параметров проводили с помощью автоматизированной информационно-измерительной системы ПУ в течение всего времени облучения твэлов.

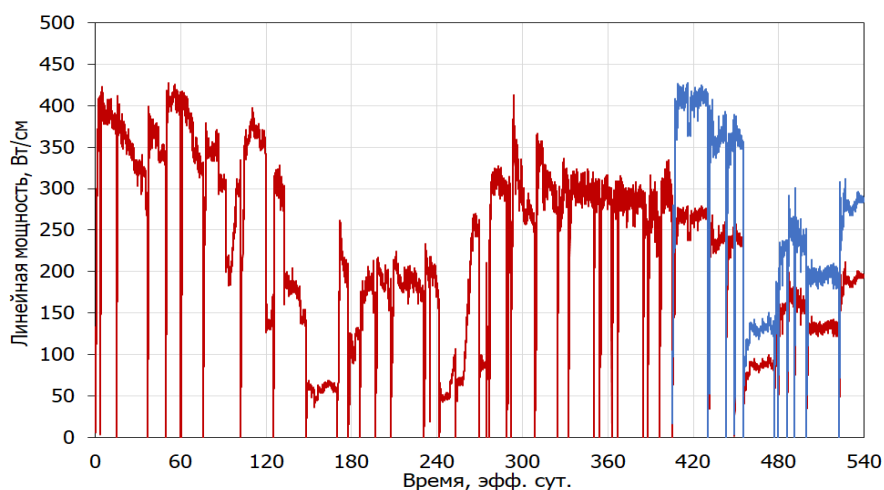


Рис.3. Изменение максимальной линейной мощности твэлов (ВВЭР) с топливом UO_2/UMo (—) и с топливом U_3Si_2 (—) в процессе испытаний

Параметры испытаний экспериментальных твэлов в составе ЭТВС выбирались, основываясь на условиях эксплуатации штатных тепловыделяющих сборках (ТВС) в энергоблоках ВВЭР-1000 и PWR, а также с учётом особенностей водно-химического режима (ВХР) этих энергоблоков. Показатели качества ВХР теплоносителя при испытаниях находятся в рабочем диапазоне показателей амиачно-борно-калиевого ВХР реакторов ВВЭР и борно-литиевого с дозированием газообразного водорода ВХР реакторов PWR.

В процессе облучения показания штатных систем КГО и СК не превышали заданных программой испытаний значений, аномальных увеличений не происходило. Результаты анализа показаний систем КГО, СК и проб теплоносителя первого контура ПУ свидетельствуют о герметичности экспериментальных твэлов. Также в ходе промежуточных исследований, проводимых на стенде инспекции в условиях бассейна выдержки реактора МИР.М1, видимых повреждений и дефектов на оболочках твэлов, сварных соединениях и конструктивных элементов обнаружено не было. Реакторные испытания экспериментальных твэлов с различной модификацией топлива продолжены.

ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОГО РЕСУРСА КОРПУСА ИНТЕГРАЛЬНОГО РЕАКТОРА АТОМНОЙ СТАНЦИИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

**Р.В. Боев, А.О. Виленский, М.Н. Ереев, И.С. Жауров,
А.А. Подлесов, В.П. Федорин**

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Актуальным вопросом при обосновании прочности элементов оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок является обоснование радиационного ресурса корпуса реактора. Корпус реактора является основным незаменимым элементом атомной энергетической установки и, следовательно, определяющим её ресурс в целом. В процессе эксплуатации корпус реактора подвергается воздействию нейтронного потока, который приводит к деградации физико-механических характеристик конструкционного материала использованного при его изготовлении по механизму радиационного охрупчивания.

В докладе показан подход, который применяется для обоснования радиационного ресурса материала корпуса интегрального реактора атомной станции малой мощности и его сварных соединений в соответствии с ГОСТ Р 59115.14-2021, основанный на численном моделировании постулируемого дефекта. В основе подхода заложены современные методы численного моделирования постулируемых дефектов в корпусном материале элементов интегрального реактора при определении коэффициентов интенсивности напряжений с учетом сложного напряженно-деформированного состояния.

Значения коэффициентов интенсивности напряжений, полученные с применением численного подхода, верифицированы в области применения аналитических зависимостей. Погрешность определения коэффициента интенсивности напряжений на максимальной глубине фронта постулируемого дефекта не превышает двух процентов.

Подход позволяет определять коэффициенты интенсивности напряжений при любой необходимой пространственной ориентации дефекта и сложной геометрии конструкции в месте его расположения, что особенно важно на этапе изготовления и после проведения периодического контроля в процессе эксплуатации.

ФЛЮЕНС НЕЙТРОНОВ И ПОВРЕЖДАЮЩАЯ ДОЗА НА КРИТИЧЕСКИХ ЭЛЕМЕНТАХ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БОР-60

И.Ю. Жемков¹, Ю.В. Набойщиков¹, О.В. Ишунина¹, К.В. Попыванов^{1,2}

¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» в настоящее время проводятся исследования, которые включают расчётно-экспериментальный анализ технического состояния оборудования и систем реакторной установки (РУ) БОР-60 с целью оценки возможности продления срока эксплуатации за пределы установленного периода.

Данная работа является продолжением предыдущих исследований по определению условий эксплуатации несменяемых элементов конструкции реактора БОР-60. Для выполнения этой задачи необходимы данные о распределении достигнутых флюенсов нейтронов и повреждающих доз в материалах элементов конструкции, а также оценка их значений при увеличении срока эксплуатации.

В ходе выполнения работы были проведены нейтронно-физические расчёты по определению значений накопленного флюенса нейтронов интегрального и энергией нейтронов выше 0,1 МэВ, а также повреждающей дозы в стали для критических элементов конструкции реактора. Эти характеристики определены на декабрь 2022 года по фактическому значению тепловой энерговыработки, также на конец 2025 и 2028 годов — с учётом уточнённой по последним годам эксплуатации реактора предполагаемой тепловой энерговыработки (табл. 1). На основе ранее рассчитанного распределения нейтронно-физических характеристик для характерных микрокампаний возможно получить любое распределение указанных характеристик в конструкционных элементах по отдельным этапам работы реактора и суммарные значения. Анализ проводимых расчётных исследований нейтронно-физических характеристик для современных компоновок реактора показывает, что для критических элементов конструкции исследуемые характеристики совпадают в пределах расчётной неопределённости с данными, полученными для характерных микрокампаний. Поэтому для уточняющих расчётно-экспериментальных исследований интегральных нейтронно-физических характеристик, достигнутых на декабрь 2022 года, и прогноза на предполагаемый увеличенный срок эксплуатации реактора было принято решение использовать распределения, полученные для характерных микрокампаний. Уточнённые значения флюенса нейтронов энергией выше 0,1 МэВ на декабрь 2028 года в среднем на 10–15 % выше, чем на декабрь 2022 года.

Предполагаемое увеличение срока эксплуатации реактора БОР-60 до декабря 2028 года при сохранении текущего графика работы и отсутствии значительных изменений в компоновке активной зоны приведет к повышению ожидаемых значений флюенса нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ на 3-5% по сравнению с обоснованием срока эксплуатации до декабря 2025 года. Учет фактической тепловой энерговыработки реактора на конец 2022 года и уточненный прогноз по режимам работы привел к снижению прогнозного значения флюенса нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ на конец 2025 года на 1-2%.

Благодаря проведенным исследованиям удалось уточнить значения флюенса нейтронов и повреждающей дозы в неизменяемых критических элементах реактора БОР-60 на протяжении всего периода его эксплуатации. Эти данные будут использоваться для обоснования возможности продления срока службы РУ БОР-60 до конца 2028 года.

Таблица 1 – Результаты нейтронно-физических расчётов

Элемент конструкции	Радиус, см	Высота, см*	Флюенс нейтронов, 10^{22} см^{-2}		Повреждающая доза, сна
			интегральный	энергией выше 0,1 МэВ	
Корзина	62,2	0	18,0	6,0	19
			20,0	6,4	21
			21,0	6,8	22
Корпус	71		11,0	3,0	9,8
			11,6	3,2	10,4
			12,0	3,4	11,0
Страховочный кожух	76,5		8,9	2,4	7,7
			9,5	2,5	8,2
			10,0	2,7	8,7
Коллектор	4,5	-75	17,0	5,0	18
			17,8	5,3	19
			18,0	5,5	20
Нижняя плита малой поворотной пробки и её шпильки с гайками	6,3	62,5	17,0	7,3	27
			18,1		29
			19,0	8,1	30
Шпильки с гайками большой поворотной пробки	36	60	17,0	5,2	19
			18,1	5,5	20
			19,0	5,7	21
Входной патрубок	76,5	84	1,8	0,3	1,1
			1,9	0,32	1,1
			2,0	0,33	1,2
	15	-170	0,3	0,011	0,06
			0,32	0,012	0,06
			0,35	0,013	0,07
Опора реактора	90,5	0	3,9	0,82	2,8
			4,1	0,88	2,9
			4,3	0,93	3,1
Корпус в районе уровня натрия	87	244	0,0029	0,00048	$3,1 \cdot 10^{-4}$
			0,0030	0,00051	$3,3 \cdot 10^{-4}$
			0,0032	0,00053	$3,5 \cdot 10^{-4}$
Корзина в районе уровня натрия	81,5	244	0,0045	0,00053	$4,1 \cdot 10^{-4}$
			0,0047	0,00056	$4,3 \cdot 10^{-4}$
			0,005	0,00059	$4,6 \cdot 10^{-4}$
Стык опорного фланца с нижней обечайкой страховочного кожух	76,5	169	0,052	0,044	0,019
			0,055	0,047	0,020
			0,058	0,05	0,021

Примечание. Результаты на конец 2022 года даны серым цветом, на конец 2025 года — голубым, на конец 2028 года — оранжевым.

*Относительно центральной плоскости активной зоны.

VIKOND2 – ПРОГРАММА ДЛЯ РАСЧЁТА ТЕМПЕРАТУРЫ И НАПРЯЖЁННО-ДЕФОРМИРОВАННОГО СОСТОЯНИЯ ТВЭЛОВ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С ВИБРОУПЛОТНЁННЫМ ОКСИДНЫМ ТОПЛИВОМ

И.Е. Акулин, В.Д. Грачёв

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Программа для ЭВМ VIKOND2 предназначена для расчета температуры и напряженно-деформированного состояния (НДС) твэлов с виброуплотненным оксидным топливом при эксплуатации в реакторах на быстрых нейтронах.

Программа содержит блоки для решения нестационарных уравнений энергии для твэла и теплоносителя, уравнений диффузии и переноса для моделирования распределений пористости и компонентов топлива, а также блок расчета НДС. Полная информация о температурном поле твэла и распределении компонентов топлива и кислорода обеспечивается циклическим пересчетом данных параметров по высоте твэла.

Особенностями программы являются возможность рассмотрения ряда различных режимов и состояний твэла без предварительной подготовки сценариев и прерываний работы программы, а также использование единой математической формулировки задачи как для режимов нормальной эксплуатации, так и для режимов нарушения нормальной эксплуатации активной зоны РУ. Предусмотрены возможности запуска модели из любого сохраненного ранее стартового состояния, а также записи исследуемого режима на диск.

Сердечник твэла с виброуплотненным оксидным топливом претерпевает существенные изменения уже в начальный период его эксплуатации в процессе первого выхода на мощность. При миграции пор вдоль градиента температуры в центральной высокотемпературной области топливного сердечника, обусловленной переносом вещества через паровую фазу в порах, эта область уплотняется и образуется центральная газовая полость. Одновременно с этим происходит перераспределение некоторых компонентов топлива, в частности плутония и кислорода по радиусу твэла. Наряду с процессом переноса вещества через паровую фазу по механизму «испарение – конденсация», влияние которого проявляется, главным образом, в начальный период эксплуатации твэла, наблюдается более медленный процесс переноса по механизму «термодиффузия». При изменении структуры топливного сердечника изменяется радиальный профиль энерговыделения, геометрические, механические и теплофизические характеристики топлива, что существенно образом влияет на температурный режим и НДС твэла. Это влияние наиболее значительно в твэлах с виброуплотненным топливом, в которых в процессе формирования структуры образуются две зоны с принципиально различными свойствами:

- 1) внешняя зона исходного топливного порошка, обладающего высокой пористостью (15–20%);
- 2) зона спеченного топлива с высокой плотностью.

Высокая исходная, равномерно распределенная пористость сердечника твэла с виброуплотненным топливом приводит в отличие от твэла с таблеточным сердечником к значительному изменению геометрии топливной втулки и температурного поля в процессе формирования структуры. Наиболее резкое различие проявляется при приложении механических нагрузок. Наличие периферийной зоны с исходной пористостью, ширина которой зависит от исходной пористости топливной композиции и температурных условий облучения, и отсутствие радиального зазора между сердечником и оболочкой является потенциальным фактором для снижения интенсивности механического взаимодействия сердечник-оболочка в твэлах, особенно при переходных процессах. Необходимо отметить, что в зоне

с перестроенной структурой сердечника происходит гомогенизация его параметров – плотности и содержания плутония, при изначально гетерогенном размещении топлива в виде порошка.

Модель температурного поля твэла реализует решение сопряженной задачи теплообмена для твэла и теплоносителя, которая решается численным методом. Значение коэффициента теплопроводности топлива зависит от температуры, пористости, кислородного коэффициента, содержания плутония и геттера. Мощность теплового потока в топливе зависит от пористости топлива и распределения делящихся нуклидов по радиусу твэла.

Модель процесса перестройки структуры топливного сердечника имеет следующие допущения:

- перестройка структуры обусловлена перераспределением пористости топлива по механизму «испарение-конденсация»;
- поры являются открытыми;
- поры мигрируют только в радиальном направлении под воздействием температурного градиента;
- столкновения между мигрирующими порами и их слияние с образованием больших пор не учитываются;
- радиус центральной газовой полости, образующейся в результате уплотнения топлива, определяется исходя из условия баланса массы.

При расчете НДС рассматриваются радиальные сечения твэла, находящиеся в условиях плоской деформации. Учитываются упруго-вязкопластические деформации, а также изотропные деформации, обусловленные температурными градиентами и радиационным распуханием материала. Процессы ползучести и пластичности рассмотрены в рамках теории течения.

Допустимые значения параметров:

- эффективная плотность топливного сердечника – до $9,5 \text{ г/см}^3$;
- массовая доля диоксида плутония в смеси диоксидов урана и плутония – до 45 %;
- массовая доля металлического урана в составе топливного сердечника – до 10 %;
- диаметр топливного сердечника – от 6,0 до 9,1 мм;
- максимальная тепловая нагрузка на твэл – 50 кВт/м;
- максимальная температура оболочки твэла – 710 °С.

Таким образом, код VIKOND2 предоставляет возможности одновременного связанного расчета ресурса твэла с учетом основных определяющих процессов и регламентного режима выхода на мощность из исходного холодного состояния с несформированным сердечником и остановов на перегрузки топлива, а также анализа нестационарных режимов, включая режимы нарушения нормальной эксплуатации активной зоны РУ.

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ПОГЛОЩАЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В.С. Моисеев, Н.К. Калинина, М.С. Каплина,
Н.Ю. Марихин, Д.С. Моисеев

АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В АО «ГНЦ НИИАР» проводится разработка конструкции облучательного (ОУ) устройства для проведения внутриреакторных испытаний поглощающих материалов органов регулирования ядерных реакторов.

В качестве поглощающих материалов были выбран титанат диспрозия так как это соединение обладает высокой химической и термической стабильностью, повышенной коррозионной и радиационной стойкостью.

Конструкция образца состоит из цилиндрической оболочки, заполненной порошком титаната диспрозия. Материал оболочки и концевых деталей – сталь 08X18H10T. Во внутренней полости образца над столбом поглощающего материала предусмотрен компенсационный объем.

В ячейку третьего ряда отражателя РУ СМ-3 устанавливается стальной двухкорпусной канал. В канал загружается ОУ с одним образцом. Наружный корпус канала омывается водой первого контура реактора.

Конструкция ОУ состоит из подвески с фланцем, рабочего участка, в котором размещается образец с поглощающим материалом, разделителя потока и поглощающего экрана. Разделитель потока выполнен из стали 12X18H10T. Поглощающий экран, предназначенный для уменьшения доли тепловых нейтронов в спектре, состоит из двух цилиндров, выполненных из бористой стали и алюминия, очехлованных сталью 12X18H10T.

Внутренняя полость канала заполнена водой с давлением ~15 МПа. Межкорпусное пространство заполнено гелием с давлением до 0,5 МПа. Планируемая температура испытаний не более 325 °С.

В ходе работы были проведены нейтронно-физические расчеты, полученные с помощью кода MCU-RR, и теплогидравлические расчеты конструкции ОУ, полученные с помощью ПК SolidWorks. Нейтронно-физические расчеты показали, что использование экрана из бористой стали и алюминия позволяют корректировать соотношение потока быстрых и тепловых нейтронов при проведении внутриреакторных испытаний поглощающих материалов. Результаты теплогидравлических расчетов показали, что при использовании высокотемпературной петлевой установки ВП-3 реактора СМ-3, в условиях принудительной циркуляции обеспечивается требуемый температурный режим облучения образца с поглощающим материалом из титаната диспрозия в третьем ряду отражателя РУ СМ-3.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ВАРИАНТОВ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОПЕРАЦИИ РЕЭКСТРАКЦИИ

В.А. Москальонова¹, С.С. Погляд^{1,2}, А.С. Корнилов²

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

В большинстве промышленных схем экстракционного аффинажа урана с применением трибутилфосфата реэкстракцию урана осуществляют 0,05-0,1 моль/л HNO_3 . Коэффициент распределения урана при этом равен 0,16-1,0. Таким образом, для полного извлечения урана из органической фазы необходимо применить 5-7 ступеней реэкстракции с использованием большего потока реэкстрагирующего раствора, с повышенными температурами до 60-70°C, что приводит к значительному накоплению (наряду с радиационным воздействием) в органической фазе продуктов разложения трибутилфосфата и разбавителя, в результате чего снижаются эксплуатационные характеристики экстрагента.

Целью настоящей работы была разработка метода реэкстракции, позволяющего полностью извлечь уран из органической фазы за 1-2 ступени и, соответственно, упростить последующую переработку реэкстракта.

Реэкстрагирующий раствор должен соответствовать следующим требованиям:

- по возможности меньший коэффициент распределения урана;
- достаточно большая растворимость реэкстрагируемого соединения урана, не менее 70-100 г/л;
- уран должен выделяться из раствора в виде соединения, легко прокаливаемого до оксидов урана;
- возможность регенерации реэкстрагирующего раствора и многократного использования его в технологическом цикле.

Модифицировать процесс реэкстракции можно используя растворы соединений, которые способны образовывать комплексы с ураном и, тем самым, наиболее полно извлечь его из органической фазы, соответственно, сократив количество ступеней реэкстракции. Перспективными реэкстрагентами являются аммиачные соли органических кислот, например, лимонной, уксусной или винной кислот. В работе был исследован вариант использования в качестве реэкстрагента урана ацетат аммония.

Установлено, что коэффициент распределения урана при использовании 2-3 моль/л растворов ацетата аммония составляет 0,02-0,008, т.е. эффективность реэкстракции увеличивается в 8-125 раз. Растворимость урана в этих условиях равна 70-100 г/л. Конечное значение рН реэкстрактов, определяющее эффективность процесса, не должно быть менее 3,5-4.

Весьма важным является рециклирование и многократное использование реэкстрагирующего раствора, что в свою очередь зависит от выбранного способа дальнейшей переработки урана. Наиболее удобным вариантом является осаждение из ацетатных реэкстрактов полиуранатов аммония или уранилтрикарбоната аммония. После отделения осадков маточные растворы легко регенерируются кипячением, при котором происходит улетучивание избытка аммиака и карбоната аммония. После регенерации и корректировки концентрации ацетатные маточники можно многократно использовать в качестве реэкстрагентов.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ВАРИАНТОВ ИНТЕНСИФИКАЦИИ ПРОЦЕССА РАСТВОРЕНИЯ ПРОДУКТА СОВМЕСТНОЙ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОЙ ОБРАБОТКИ ИМИТАТОРА ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА С ТРЁХОКИСЬЮ МОЛИБДЕНА

А.А. Тельнова¹, В.А. Болдаков², С.С. Погляд^{1,2}

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

Развитие атомной энергетики ставит все новые задачи по совершенствованию технологий переработки облучённого ядерного топлива (ОЯТ). Внедрение новых видов топлива, увеличение содержания плутония в его составе, рост выгорания и сокращение времени выдержки требуют изменений применяемых подходов к переработке ОЯТ.

Одним из вариантов выхода из ситуации является предварительная подготовка ОЯТ к переработке. Такая подготовка должна облегчить растворение топлива, а также снизить активность и тепловыделение ОЯТ перед экстракционной переработкой. В качестве решения данной задачи был предложен вариант высокотемпературной обработки (ВТО) ОЯТ с триоксидом молибдена с последующей обработкой продукта щелочным и кислотным растворами. С точки зрения классической гидromеталлургической технологии, предложенная операция позволяет интенсифицировать растворение топлива и получить раствор, пригодный для дальнейшей экстракции классическим путем.

В докладе представлен один из вариантов подготовки ОЯТ к переработке, предполагающий выделение цезия из продукта ВТО ОЯТ с триоксидом молибдена. На первом этапе процесса осуществляется выделение цезия из состава продукта ВТО, путём промывки последнего щелочным раствором. На втором этапе соединения актинидов и продуктов деления, оставшиеся в твёрдой фазе, растворяются в азотной кислоте.

Проверка режима промывки продукта ВТО ОЯТ производилась в лабораторных условиях с использованием в качестве имитатора ОЯТ порошка U_3O_8 . В ходе исследования октаоксид триурана спекался с триоксидом молибдена, затем продукт ВТО обрабатывался щелочным раствором для отделения цезия. Нерастворённый остаток переводился в водную фазу последовательной обработкой азотной кислотой и гидроксидом натрия. Результаты исследования процесса переработки имитатора ОЯТ в соответствии с описанной схемой представлены в таблице 1.

В соответствии данными таблицы процесс выделения цезия из состава продукта ВТО ОЯТ рекомендуется проводить с использованием в качестве промывного раствора $NaOH$ с концентрацией 3 моль/л. В ходе эксперимента в первую фракцию раствора данного состава было выделено 88,7% цезия, тогда как 99,7% урана было извлечено в раствор азотной кислоты впоследствии. Применение промывных растворов других составов, участвовавших в исследовании, не рекомендуется, поскольку в этих случаях не было достигнуто разделения урана и цезия. Исследования в области фракционирования цезия из состава ОЯТ необходимо продолжить с целью повышения эффективности разделения элементов и установления оптимальных параметров процесса.

Таблица 1 – Результаты исследования

№	Состав промывного раствора	Фракция	Выход Cs, %	Выход U, %
1	3 моль/л NaOH	Фильтрат	88,7	0,2
		Азотная кислота	1,4	99,7
		Гидроксид натрия	9,9	0,1
2	1 моль/л NaOH	Фильтрат	75,4	76,9
		Азотная кислота	7,5	23,0
		Гидроксид натрия	17,1	0,1
3	0,5 моль/л NaOH	Фильтрат	40,7	41,1
		Азотная кислота	31,1	58,9
		Гидроксид натрия	28,2	0,0
4	2 моль/л Na ₂ CO ₃	Фильтрат	94,8	14,8
		Азотная кислота	4,5	85,2
		Гидроксид натрия	0,7	0,0

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА ВАРИАНТОВ МОДЕРНИЗАЦИИ СНЯТИЯ ОБОЛОЧКИ ТВЭЛА РАСТВОРЕНИЕМ В ЖИДКОМ МЕТАЛЛЕ

Д.С. Щеголёнкова¹, С.С. Погляд^{1,2}

¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград

²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград

На сегодняшний день для перехода к замыканию ядерного топливного цикла требуется экономически эффективная и экологически приемлемая технология переработки облучённого ядерного топлива. Для обеспечения первого условия – необходим переход к все более высокому выгоранию и сокращение длительности внешнего топливного цикла, а второго – минимизация количества РАО, в первую очередь – жидких, и обеспечение устойчивых матриц для хранения и захоронения.

Перед химической переработкой ядерного топлива необходимо отделить оболочку твэла. Отделение оболочки от ядерного топлива – одна из наиболее сложных в техническом отношении задач процесса регенерации ядерного топлива. Переход к высокому выгоранию означает неизбежный плотный контакт топлива с оболочкой и осложнения в их разделении.

Одним из перспективных направлений развития методов переработки ОЯТ является операция снятия оболочки ядерного топлива путём растворения в жидком цинке. Его достоинствами являются высокая текучесть расплава, температура растворения около

800°C, а также высокая скорость растворения конструкционных материалов оболочки. Не представляет сложности, и операция регенерации цинка – его отгонка происходит полно – при температуре около 900°C и остаточном давлении в аппарате 133-665 Па, с разложением интерметаллидов и выделением порошка конструкционных материалов для дальнейшего кондиционирования и подготовки к захоронению. Как недостаток метода указана низкая растворимость конструкционных материалов. Кроме того, сведения в литературных источниках различны: для циркония не более 9 мас.%, для стали 20 мас.% в то же время 4 мас.%. Это приводит к необходимости испарять значительные количества металла, как следствие – увеличение расхода на энергозатрат. Следовательно, перспективным направлением развития процесса может стать замена цинка на другой, более эффективный металл-растворитель или сплав. Основными требованиями к такому кандидатному металлу-растворителю являются:

- Возможность растворения оболочек из нержавеющей стали и циркония;
- Отсутствие взаимодействия с керамическим ядерным топливом;
- Температура растворения оболочки до 900-950°C;
- Возможность регенерации металла-растворителя и простота этого процесса.

По итогам литературного обзора кандидатными материалами могут стать: сурьма, сплавы сурьмы и меди, сплавы сурьмы-алюминия, олово, галлий, висмут. Достаточно технологичная ртуть показывает крайне низкую растворимость как нержавеющей стали, так и циркония.

По результатам сопоставления зависимостей «давление насыщенного пара – температура» кандидатных материалов показано, что лишь сурьма и цинк имеют значимые давления паров для организации отгонки под вакуумом и циркуляции в аппарате. Остальные металлы требуют иных способов регенерации – например электрорафинированием в растворах или расплавах, либо – отказ от применения.

Таким образом, по результатам предварительной расчетно-экспериментальной проверки показано существование отличных от цинка металлов растворителей, удовлетворяющих требованиям применения в технологии снятия оболочки растворением в них, при этом растворимость конструкционных материалов в них выше, но процесс регенерации – пока не отработан. В качестве перспективных видится либо организация циркуляции металла растворителя электролизом в аппарате, либо – электрорафинирование полученных после снятия оболочки слитков с выделением на катоде металла растворителя и сбора анодного шлама для дальнейшего кондиционирования и перевода в форму, пригодную для захоронения. Предпочтительным можно считать сурьму и сплавы на ее основе, поскольку электрорафинирование данных металлов может быть проведено в водных растворах – что резко снижает энергозатраты.

НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ

АО «ВНИИНМ» — акционерное общество

«Высокотехнологический научно-исследовательский институт неорганических материалов имени академика А.А. Бочвара» (г. Москва).

АО «ВНИИАЭС» — акционерное общество «Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций» (г. Москва).

АО «ГНЦ НИИАР» — акционерное общество

«Государственный научный центр — Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (г. Димитровград).

АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» — акционерное общество «Государственный научный центр Российской Федерации Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований» (г. Троицк).

АО «НИКИЭТ» — акционерное общество

«Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля» (г. Москва).

АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» — акционерное общество

«Ордена Трудового Красного Знамени научно-исследовательский физико-химический институт имени Л.Я. Карпова» (г. Обнинск).

АО «ОКБ "Гидропресс"» — акционерное общество

«Опытно-конструкторское бюро по конструкциям гидропаропрессового оборудования» (г. Подольск).

АО «ОКБМ Африкантов» — акционерное общество

«Опытное конструкторское бюро машиностроения имени И.И. Африкантова» (г. Нижний Новгород).

АО «Техснабэкспорт» — акционерное общество «Техснабэкспорт»

(г. Москва).

Госкорпорация «Росатом» — государственная корпорация

по атомной энергии (г. Москва).

ДИТИ НИЯУ МИФИ — Димитровградский инженерно-технологический институт — филиал федерального государственного автономного

образовательного учреждения высшего образования

«Национальный исследовательский ядерный университет

"Московский инженерно-физический институт"»

(г. Димитровград).

ОАО «ВТИ» — открытое акционерное общество «Всероссийский дважды Ордена Трудового Красного Знамени Теплотехнический научно-исследовательский институт» (г. Москва).

ПАО «НЗХК» — публичное акционерное общество «Новосибирский завод химконцентратов» (г. Новосибирск).

ФГАОУ ВО «НИТУ "МИСИС"» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский технологический университет «Московский институт стали и сплавов» (г. Москва).

ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"» — федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет "Московский инженерно-физический институт"» (г. Москва).

ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"» — федеральное государственное бюджетное учреждение «Национальный исследовательский центр "Курчатовский институт"» (г. Москва).

ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт») — федеральное государственное бюджетное учреждение «Петербургский институт ядерной физики имени Б.П. Константинова Национального исследовательского центра "Курчатовский институт"» (г. Гатчина).

ФГБУН «ИБРАЭ РАН» — федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук» (г. Москва).

ЧУ «ИТЦП "Прорыв"» — частное учреждение государственной корпорации по атомной энергии "Росатом" «Инновационно-технологический центр проекта "Прорыв"» (г. Москва).

СОДЕРЖАНИЕ

ФИЗИКА, ТЕХНИКА, ОБЛУЧАТЕЛЬНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ И БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ 3

Испытания в реакторе СМ топливных компактов
с микросферическим топливом для реактора ВТГР.
А.Л. Ижутов, Н.К. Калинина, М.С. Каплина,
Н.Ю. Марихин, В.С. Моисеев
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград) 4

Разработка методов проведения
ампульных экспериментов для обоснования
ампульного облучения опытных твэлов
реактора ВВЭР-СКД в исследовательских реакторах.
В.Ю. Куканов, А.А. Седов, П.С. Поляков
(ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва) 5

Основные задачи многоцелевого тестового
исследовательского реактора, охлаждаемого теплоносителем
со сверхкритическими параметрами.
А.С. Лапин, В.Ю. Бландинский, А.А. Седов
(ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва) 6

Испытания ATF-твэлов
в условиях импульсной аварии в реакторе МИР.
А.Л. Ижутов¹, О.И. Дреганов¹, А.В. Алексеев¹,
А.Г. Ещеркин¹, Н.А. Иванов¹, И.В. Киселёва¹,
А.Н. Маркелов¹, В.А. Овчинников¹, М.С. Сычугов¹,
Р.А. Яшин¹, В.В. Новиков², В.И. Кузнецов²,
П.В. Федотов², О.А. Нечаева²
(¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград;
²АО «ВНИИНМ», г. Москва) 8

Определение температурного состояния поглощающего элемента
в условиях проектных и запроектных аварий.
М.В. Гамагин, М.А. Полевой, Д.С. Гордеев,
В.В. Юдахин, П.В. Ягов
(АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск) 9

О возможности использования расчётных и программных средств контроля герметичности оболочки для обоснования радиационной безопасности и сопровождения экспериментов в реакторе МИР. П.М. Калинин ¹ , И.А. Евдокимов ¹ , А.А. Сорокин ¹ , А.Г. Хромов ¹ , Е.Ю. Афанасьева ¹ , Л.А. Маслова ¹ , И.О. Горюшин ¹ , А.Ю. Бурцев ¹ , С.П. Золотарев ¹ , С.В. Бабкин ¹ , А.Л. Ижutow ² , Ю.С. Кудрин ² , А.Г. Ещеркин ² (¹ АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г. Троицк; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	11
Использование виртуальной реальности при обучении оперативного персонала. В.А. Клементьев (ФГБУ «ПИЯФ» (НИЦ «Курчатовский институт»), г. Гатчина)	13
Смягчение спектра нейтронов в исследовательском реакторе на быстрых нейтронах для расширения его экспериментальных возможностей. А.И. Меркулов ^{1,2} , И.Ю. Жемков ¹ , А.В. Боев ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	14
Использование искусственных нейронных сетей для выполнения анализа чувствительности при расчёте тяжёлых аварий. Д.К. Басов, Н.А. Власенкова, А.В. Литышев, С.И. Пантюшин (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)	17
Планирование дореакторных, реакторных и послереакторных исследований конструкционных материалов и опытных твэлов реактора ВВЭР-СКД с быстрым спектром нейтронов. С.С. Симонов, А.Л. Баланин (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва)	19
Обеспечение номинальных параметров эксплуатации активной зоны реактора БН-600 при размещении в ней экспериментальныхборок. Е.С. Кирилова, А.А. Радионычева, М.Р. Фарахшин (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	20

Модификации моделей точечной кинетики нейтронов для расчёта динамики реакторов с циркулирующим топливом. А.М. Зотов (АО «НИКИЭТ», г. Москва)	22
Верификационные исследования программы MNT-CUDA на водо-водяных и быстрых системах. В.А. Варфоломеева, Н.А. Грушин, И.Е. Иванов, С.А. Бычков (АО «ВНИИАЭС», г. Москва)	23
Теплогидравлический анализ тепловыделяющей сборки реактора ВВЭР-СКД с использованием поячейковой программы ТЕМПА-СК. А.М. Баисов, А.Н. Чуркин (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)	24
Модернизация программы MATADOR для моделирования процессов тепломассопереноса в тепловыделяющих сборках быстрых реакторов с дистанционирующей проволочной навивкой. А.С. Залесов, А.Н. Чуркин (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)	25
Растворимость молекулярных водорода и кислорода в воде около температуры насыщения. И.К. Талпа, Д.М. Шкурыгин, А.С. Иванов (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва)	26
Обоснование ядерной безопасности при хранении ядерных делящихся материалов в нестандартных упаковках. Р.В. Самохвалов, А.В. Акимов, А.П. Малков, Е.С. Фрааз (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	27
Водно-химический режим реакторов бассейнового типа: многолетний опыт АО «ГНЦ НИИАР». А.Л. Ижутов, О.Н. Владимирова, А.Ю. Халяпин, С.А. Сазонтов, В.И. Васильев, Е.О. Соловова, С.А. Дубинина, Э.В. Зюзина (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	30

Опыт развития производства ядерно-легированного кремния в исследовательском ядерном реакторе ВВР-Ц. Ю.А. Бабаева, О.Ю. Кочнов, В.И. Степанов, А.А. Стук, А.Н. Филичкин (АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск)	31
Оценка влияния неравномерности распределения топлива по высоте «свежей» тепловыделяющей сборки на нейтронно-физические характеристики реактора ВВР-Ц. Е.В. Никулин ¹ , Д.А. Пахолик ¹ , О.Ю. Кочнов ¹ , М.В. Щуровская ² (¹ АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Обнинск; ² ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"», г. Москва)	33
Расчётные исследования наработки углерода-14 в реакторах института. Е.И. Ефимов, М.Ф. Валишин, В.В. Пименов, А.И. Долгов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	36
Анализ аварий с выбросом органов регулирования системы управления и защиты на реакторной установке ВВЭР с учётом реальных гидродинамических усилий. Г.А. Рябов, М.А. Увакин (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)	37
Расчётное исследование возможности облучения микросфер гольмия-165 в реакторе РБТ-6. М.Ф. Валишин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	37
Сопровождение эксплуатации реактора СМ после модернизации. Р.З. Ханбиков, А.П. Малков, А.В. Пайдулов, Н.Ю. Марихин, С.А. Сазонтов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	39
Расчётное исследование теплогидравлических характеристик высокотемпературного теплообменника реактора ВТГР с заглушенными модулями. Т.Р. Сметанин, В.В. Пахолков, С.А. Рогожкин (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	40

<p>Методическое сопровождение эксплуатации реактора РБТ-10/2 после перевода на новый тип топлива. А.А. Хохлин¹, А.П. Малков^{1,2}, Е.И. Ефимов¹, А.П. Зайченко¹, В.В. Пименов¹ (¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)</p>	42
<p>Инновационная программная платформа ИР/ГП для реализации вычислительной технологии поддержки оператора реакторной установки ВВЭР в режимах следования за нагрузкой. Н.А. Дарьин, М.А. Увакин (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)</p>	43
<p>Опыт эксплуатации и планируемая модернизация критического стенда реактора СМ. Р.В. Нагайцев, А.В. Пайдулов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	44
<p>Теплогидравлические расчёты по выбору основных размеров контура циркуляции и парогенератора нового водо-водяного интегрального реактора малой мощности ВВЭР-И. М.М. Бедретдинов, М.А. Быков, Р.М. Следков, О.Е. Степанов (АО «ОКБ "Гидропресс"», г. Подольск)</p>	45
<p>Радиационные характеристики и анализ накопления радиоактивных веществ в облучённых тепловыделяющих сборках реактора СМ. П.А. Зайченко, А.П. Малков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	46
<p>Термомеханические исследования тепловыделяющей сборки реакторной установки для атомной станции малой мощности. М.Н. Ереев, В.П. Федорин, Р.В. Боев, А.А. Подлесов (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)</p>	47
<p>Оценка температурных характеристик несущей конструкции корпуса реактора СМ. И.Р. Сулейманов, Н.В. Киреев, В.А. Узиков, М.Ф. Валишин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	48

Верификация ядерных библиотек, применяемых для расчёта солевых бланкетов термоядерных источников нейтронов, с использованием экспериментальных данных НИЦ «Курчатовский институт». И.В. Медников ¹ , Ю.Е. Титаренко ¹ , К.В. Павлов ¹ , А.Ю. Титаренко ¹ , В.О. Легостаев ¹ , В.М. Живун ¹ , А.А. Ковалишин ¹ , В.Ю. Бландинский ¹ , В.Д. Давиденко ¹ , М.В. Иоаннисян ¹ , В.И. Белоусов ¹ , И.И. Дьячков ¹ , К.Г. Чернов ¹ , М.Р. Малков ¹ , Б.В. Кутеев ¹ , Ю.А. Кащук ² , С.А. Мешанинов ² , С.Ю. Обудовский ² (¹ ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва; ² АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г. Троицк)	50
Расширение возможностей инженерных программ расчётной поддержки эксплуатации атомных электростанций: программа MNT-CUDA. Н.А. Грушин, И.Е. Иванов, С.А. Бычков, В.А. Варфоломеева (АО «ВНИИАЭС», г. Москва)	51
Выход водорода при тяжёлых авариях на реакторной установке РИТМ-200Н за счёт процессов окисления. Е.А. Долженков ¹ , Н.И. Рыжов ¹ , Р.В. Чалый ¹ , Д.Ю. Томащик ¹ , А.Н. Лепехин ² , Д.В. Кислицын ² (¹ ФГБУН «ИБРАЭ РАН», г. Москва; ² АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	52
РЕАКТОРНОЕ МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И ТЕХНОЛОГИИ	53
Исследование свойств и структуры кандидатных конструкционных материалов для изготовления элементов активной зоны исследовательского жидкосолевого реактора. А.К. Глушкова, Т.М. Буланова, А.А. Карсаков, Ю.Д. Гончаренко, Л.А. Евсеев, С.Н. Сосипаторов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	54
Исследование влияния аустенитизации на структуру и механические свойства сварного шва направляющей плиты корпуса устройства локализации расплава из стали марки 09Г2С при различной температуре. А.А. Дубовскова ^{1, 2} , Н.В. Шплис ¹ (¹ ФГАОУ ВО «НИТУ "МИСИС"», г. Москва; ² ОАО «ВТИ», г. Москва)	55

Структурно-фазовое состояние высокониッケлевого сплава после низкотемпературного облучения в реакторе МИР до повреждающей дозы 0,3 сна. Д.Е. Маркелов, А.В. Обухов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	57
Исследование распухания стали марки 12Х18Н10Т после облучения в реакторе БОР-60 при температуре 450–500 °С. Д.А. Соколовский ^{1,2} , В.С. Неустроев ¹ , С.В. Белозёров ¹ , Т.М. Буланова ¹ , О.А. Чичикалова ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	58
Влияние послерадиационного отжига на механические свойства и микроструктуру направляющих каналов реактора ВВЭР-1000. Е.В. Чертопьятов, А.М. Новиков, А.О. Мазаев, Д.Е. Маркелов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	59
Исследование облучённого нитридного топлива методами сканирующей электронной микроскопии и электронно-зондового микроанализа. Ильнур Ф. Гильмутдинов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	60
Некоторые особенности взаимодействия нитридного топлива с оболочками твэла из аустенитной и ферритно-мартенситной стали В.А. Русинкевич, А.С. Иванов (ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва)	62
Изменение давления в твэлах реактора ВВЭР-1000 различной конструкции от выгорания топлива. А.А. Боков ^{1,2} , С.В. Павлов ² , В.Г. Теплов ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	64
Нанесение защитных покрытий для повышения коррозионной стойкости карбида кремния. Е.Р. Слепцова, П.С. Джумаев, Р.Ш. Исаев (ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"», г. Москва)	66

Применение метода гамма-спектрометрии
для определения негерметичных твэлов
с нитридным и оксидным топливом.
А.С. Ореховский^{1,2}, С.С. Сагалов¹, В.А. Жителев¹, В.Г. Теплов¹
(¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград;
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград) 68

Использование высокотемпературной пайки
для соединения деталей из карбида кремния.
Е.Р. Чернавская, И.В. Федотов, А.А. Иванников, О.Н. Севрюков
(ФГАОУ ВО «НИЯУ "МИФИ"», г. Москва) 70

Электрохимический подход к изучению кинетики окисления
циркониевых оболочек твэлов.
А.И. Максимов, П.А. Калашникова, А.С. Иванов
(ФГБУ «НИЦ "Курчатовский институт"», г. Москва) 73

Влияние нейтронного облучения на предел прочности
при испытании на сжатие и четырёхточечный изгиб
мелкозернистого реакторного графита.
Д.В. Харьков¹, Е.П. Белан¹, Д.М. Сорбат^{1,2}, А.Е. Федосеев¹,
И.И. Гибадуллин¹, А.Ю. Ульянов^{1,2}, Н.С. Погляд¹, Д.С. Моисеев^{1,2}
(¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград;
²ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград) 75

Опыт вывода из эксплуатации реактора РБМК.
А.А. Селивёрстов, А.Ю. Лагутин, А.Н. Колесников
(ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград) 77

РАДИОХИМИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА..... 78

Волоксияция и растворение волоксицированного смешанного
нитридного ураноплутониевого отработавшего ядерного топлива.
Д.Е. Тихонова¹, В.Н. Момотов¹, А.Ю. Волков¹, М.И. Хамдеев¹,
А.О. Макаров¹, П.В. Лакеев¹, К.Н. Двоглазов²
(¹АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград;
²ЧУ «ИТЦП "Прорыв"», г. Москва) 79

<p>Экспериментальная проверка варианта обращения с хлоридсодержащими среднеактивными отходами пирохимической технологии переработки отработавшего ядерного топлива. Я.И. Шаталина¹, С.С. Погляд^{1,2}, О.С. Дмитриева^{1,2}, Е.А. Бездняякова² (¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	81
<p>Экспериментальное подтверждение возможности предварительного выделения цезия до экстракционной переработки отработавшего ядерного топлива. В.А. Болдаков, С.С. Погляд, А.С. Корнилов, О.С. Дмитриева, Н.О. Позигун (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	83
<p>Экспериментальное подтверждение возможности одностадийного получения боросиликатного стекла в узле остекловывания полифункционального радиохимического исследовательского комплекса. К.В. Елисеев¹, С.С. Погляд², О.С. Дмитриева², Е.А. Бездняякова², М.Г. Дмитриев² (¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	84
<p>Получение твёрдого раствора диоксидов урана и плутония в лабораторной установке СВЧ-конверсии. О.С. Дмитриева, М.Г. Дмитриев, Д.А. Капралов, А.С. Корнилов, А.А. Пылаева (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	85
<p>Определение примесных элементов в топливной соли на основе фторидов лития и бериллия атомно-эмиссионным спектральным методом. Л.М. Юсупова, М.И. Хамдеев, Д.Т. Хусаинов, Е.В. Балалаева, А.Е. Ерина, Е.А. Ерин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	86
<p>Керамика на основе бентонитовой глины для иммобилизации радиоактивных отходов пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива. Я.И. Шаталина¹, Е.А. Бездняякова², О.В. Романова², С.С. Погляд^{1,2}, О.С. Дмитриева^{1,2} (¹ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ²АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)</p>	87

Экспериментальная переработка фрагмента аэрозольного фильтра радиационно-защитной камеры с выделением ядерных материалов. Д.М. Яндаев, В.А. Резцова, М.Н. Латыпов, В.Н. Момотов, Л.М. Юсупова (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	88
Оценка эффективности лабораторной системы газоочистки для улавливания частиц, образующихся при резке модельных образцов отработавшего ядерного топлива и кориума атомной электростанции «Фукусима-Дайити». А.О. Макаров ¹ , В.Н. Момотов ¹ , С.Д. Семин ² , П.В. Лакеев ¹ , В.А. Резцова ¹ (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² АО «Техснабэкспорт», г. Москва)	90
Повышение эффективности рекстракции урана формиатом аммония. Н.О. Позигун, А.С. Корнилов, С.С. Погляд, О.С. Дмитриева, В.А. Болдаков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	91
Влияние различной концентрации солевого расплава фторидов лития и бериллия на спектры в альфа-спектрометрическом анализе. А.А. Кожанов, Н.Ю. Незговоров, М.И. Хамдеев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	92
ТЕХНОЛОГИИ ПРОИЗВОДСТВА РАДИОНУКЛИДНОЙ ПРОДУКЦИИ	93
Исследование электролитов никелирования при помощи ячейки Хулла. М.Н. Смирнов, В.В. Лобаненко, К.В. Ротманов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	94
Разделение актиния и радия методом катионообменной хроматографии на сорбенте BioRad AG 50W-X8. К.О. Деркаченко ¹ , В.А. Голованов ¹ , С.В. Богатов ¹ , И.Л. Буткалюк ² , П.С. Буткалюк ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	96

Влияние малой концентрации Ca^{2+} , Fe^{3+} и Cr^{3+} на процесс электроосаждения гадолиния в водно-органической среде. Д.А. Перепёлкин, М.Н. Смирнов, В.Е. Шаландин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	97
СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ	98
Моделирование термодетформационных процессов в конструкции петлевого канала ПВК-1 реакторной установки МИР. Т.В. Базова, Н.В. Киреев, И.Р. Сулейманов, В.А. Узиков (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	99
Нейтронно-дозиметрическое сопровождение реакторных экспериментов в 2022 году. С.А. Енин (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	101
Реакторные испытания экспериментальных твэлов толерантного типа в петлевых каналах реактора МИР. А.И. Долгов, О.И. Дреганов, А.Н. Маркелов, М.А. Мокеичев, М.С. Сычугов (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	103
Обоснование радиационного ресурса корпуса интегрального реактора атомной станции малой мощности. Р.В. Боев, А.О. Виленский, М.Н. Ереев, И.С. Жауров, А.А. Подлесов, В.П. Федорин (АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород)	105
Флюенс нейтронов и повреждающая доза на критических элементах реакторной установки БОР-60. И.Ю. Жемков ¹ , Ю.В. Набойщиков ¹ , О.В. Ишунина ¹ , К.В. Попыванов ^{1,2} (¹ АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград; ² ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград)	106
VIKOND2 — программа для расчёта температуры и напряжённо-деформированного состояния твэлов реакторов на быстрых нейтронах с виброуплотнённым оксидным топливом. И.Е. Акулин, В.Д. Грачёв (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	108

Разработка конструкции облучательного устройства для проведения внутриреакторных испытаний поглощающих материалов органов регулирования ядерных реакторов. В.С. Моисеев, Н.К. Калинина, М.С. Каплина, Н.Ю. Марихин, Д.С. Моисеев (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	110
Экспериментальная проверка вариантов повышения эффективности операции реэкстракции. В.А. Москальонова ¹ , С.С. Погляд ^{1,2} , А.С. Корнилов ² (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	111
Экспериментальная проверка вариантов интенсификации процесса растворения продукта совместной высокотемпературной обработки имитатора отработавшего ядерного топлива с трёхоксидом молибдена. А.А. Тельнова ¹ , В.А. Болдаков ² , С.С. Погляд ^{1,2} (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	112
Расчётно-экспериментальная проверка вариантов модернизации снятия оболочки твэла растворением в жидком металле. Д.С. Щеголёнкова ¹ , С.С. Погляд ^{1,2} (¹ ДИТИ НИЯУ МИФИ, г. Димитровград; ² АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград)	113
НАЗВАНИЯ ОРГАНИЗАЦИЙ	115

Научное издание

**XI Всероссийская молодёжная конференция
«Научные исследования и технологические разработки
в обеспечение развития ядерных технологий
нового поколения»**

(г. Димитровград, 17–21 апреля 2023 г.)

Тезисы докладов

Ответственная за выпуск С.С. Шипулина

Издательская подготовка В.С. Киверовой, Н.В. Чертухиной

Компьютерная вёрстка М.В. Мочалина

Дизайн обложки М.Н. Мурзиной

Подписано в печать 17.04.2023. Формат 60×84/16.

Уч.-изд. л. ~ 8,34. Усл. печ. л. 7,5.

Гарнитура Rosatom, Times New Roman.

Тираж 150 экз. Заказ 1270.

Оригинал-макет подготовлен

специалистами редакционно-издательского отдела

департамента коммуникаций АО «ГНЦ НИИАР»

433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

Отпечатано в акционерном обществе «Государственный научный центр —

Научно-исследовательский институт атомных реакторов»

433510, Ульяновская область, г. Димитровград, Западное шоссе, 9

ISBN 978-5-94831-208-8



9 785948 312088