



X научный семинар
«Моделирование технологий
ядерного топливного цикла»

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Снежинск
2022

X

научный семинар

**Моделирование
технологий ядерного
топливного цикла**

14–18 марта 2022 г.

РФЯЦ–ВНИИТФ, Снежинск

УДК 621.039.516.4

М74

Моделирование технологий ядерного топливного цикла: сборник тезисов X научного семинара 14–18 марта 2022 г. – Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ, 2022. – 40 с.: ил.

ISBN 978-5-6045087-7-0

Настоящее издание является сборником тезисов докладов, представленных в рамках X научного семинара «Моделирование технологий ядерного топливного цикла», который ежегодно проводит ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», и предназначено для исследователей в области ядерной энергетики, для разработчиков технологий ядерного топливного цикла.

УДК 621.039.516.4

ISBN 978-5-6045087-7-0

© ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ
им. академ. Е. И. Забабахина», 2022

ВОСПЛАМЕНЕНИЕ ЧАСТИЦАМИ КЕРАМИКИ, ПОКРЫТЫМИ ПЛАТИНОЙ, СМЕСЕЙ ВОДОРОДА С ВОЗДУХОМ В ОБЛАСТИ КОНЦЕНТРАЦИЙ 4,8-12 ОБ.%

Н. Б. Аникин, М. Е. Игнатюк, Ю. А. Пискунов, А. А. Тяктев

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: N.V.Anikin@vniitf.ru

В экспериментах РФЯЦ – ВНИИТФ с рекомбинаторами водорода [1] наблюдалось воспламенение водород-паровоздушной смеси, предположительно – из-за самопроизвольного отделения и нагрева микрочастицы каталитического стержня. В настоящей работе теневым методом экспериментально зарегистрировано воспламенение каталитическими частицами характерным размером ~0,6 мм из пористой керамики Al_2O_3 , покрытыми Pt. Предварительно нагретые частицы вбрасывались в водородовоздушную смесь при комнатной температуре. На рисунке представлены результаты экспериментов.

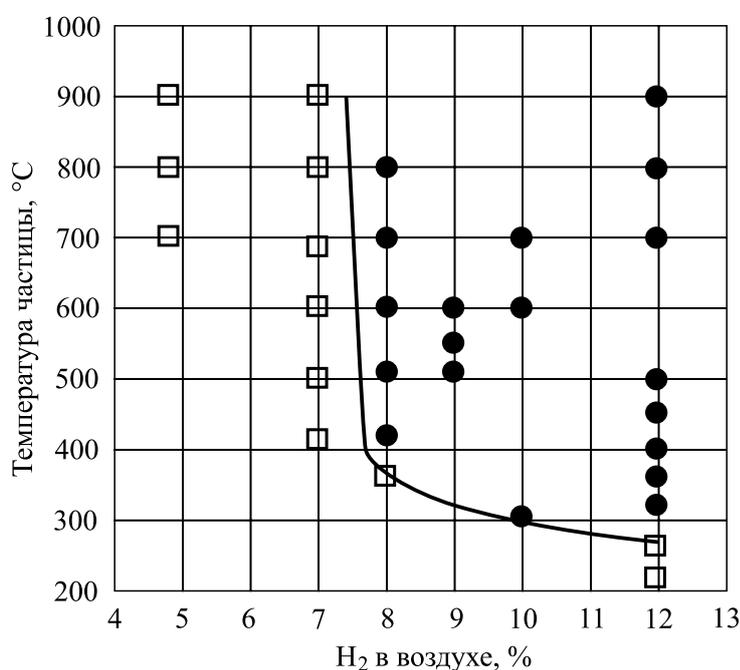


Рисунок. Воспламенение водородно-воздушной смеси при комнатной температуре нагретой каталитической частицей.

Кривая ограничивает область воспламенения. Экспериментальные точки: ● – с воспламенением и □ – без него

Показано, что предварительно нагретые каталитические частицы воспламеняют смесь водорода с воздухом, при концентрации 8 об. % H_2 или больше. Смеси 4.8 и 7 об. % H_2 не воспламенились частицами с начальной температурой 900 °C. 8%-ная смесь воспламенялась частицами с начальной температурой 420 °C и выше. Минимальная начальная температура воспламеняющей частицы составила 305 °C в 10%-ной смеси.

Список литературы

1. **Безгодов, Е. В.** Методы определения характеристик и особенности работы пассивных каталитических рекомбинаторов водорода [Текст] / Е. В. Безгодов, Ю. Ф. Давлетчин, Д. Л. Мошкин и др. // Моделирование технологии ядерного топливного цикла: сборник материалов VIII Научного семинара 28 января – 1 февраля 2019 г. – Снежинск : Изд-во РФЯЦ – ВНИИТФ, 2019. – 48 с.

* * *

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНО-ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЙ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ: ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ

Е. В. Безгодов¹, А. С. Иванов¹, В. А. Симоненко¹, В. М. Крюков¹, Д. В. Фролов¹,
И. Р. Макеева¹, А. В. Ушков¹, А. А. Тяктев¹, Е. В. Седов¹, И. А. Кириллов²

¹ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

²НИЦ «Курчатовский институт», Москва

E-mail: e.v.bezgodov@vniitf.ru

К настоящему времени проблема обеспечения водородной безопасности (ВБ) остается актуальной. Так, например, ВБ на АЭС с ВВЭР полностью не обоснована [1], к тому же, в рамках развития водородной энергетики (ВЭ) придется иметь дело с массовым потребителем, который не обладает культурой безопасности, выработанной в атомной промышленности. Сегодня технологии ВЭ слабо исследованы на предмет безопасности, необходимы инструменты анализа безопасности и основа из достоверных данных, которые можно получить с помощью развитой экспериментальной и расчетной базы. Работа на этой базе должна быть направлена на моделирование (как экспериментальное, так и численное) всевозможных аварийных процессов, характерных для объектов ВЭ. Перечень этих процессов и круг объектов исследований весьма широкий: струйные истечения, стратификация, криогенные проливы, пределы воспламенения, дефлаграция, ускорение пламен и переход из дефлаграции в детонацию, термические и барические воздействия, разрывы емкостей под давлением и др. Для получения данных по спектру процессов разрабатывается целый комплекс установок и стендов. Возможности и опыт РФЯЦ – ВНИИТФ позволяют безопасно для персонала проводить взрывоопасные эксперименты с набором современных и аттестованных средств измерений.

Экспериментальный комплекс состоит как из лабораторных стендов, предназначенных для детального исследования процессов воспламенения и горения водородосодержащих смесей, так и полигонных установок, необходимых для исследования процессов истечений водорода при разгерметизации оборудования, ускорения пламен, перехода горения из режима дефлаграции в детонацию, исследование влияния масштабных эффектов.

Основной результат применения экспериментального комплекса – база экспериментальных данных, применимая для верификации численных моделей развития аварийных процессов, формирования критериев взрывобезопасности газовых составов для уточнения норм и правил, разработки средств смягчения аварийных последствий.

Проводится разработка новых и адаптация существующих численных моделей аварийных процессов с помощью ряда программных средств, рассчитанных на различные области применения. На их основе планируется получать дополнительные данные, которые невозможно или затруднительно воспроизвести экспериментально, а также вести разработку упрощенных инженерных моделей, встраиваемых в программное средство для анализа рисков. Уже сейчас встроены базовые инженерные модели струйных истечений, возможно проведение балансовых расчетов таких систем, как производство водорода путем конверсии метана. К 2024 г. с помощью этого программного средства можно будет оценить количественную меру риска конкретных технологических решений, строить зоны поражений и безопасных расстояний для персонала.

В докладе обозначаются цели и задачи представленных работ, приводится обзор экспериментальных и расчетно-теоретических исследований, направленных на разработку инструментов для минимизации риска аварий на объектах водородной энергетики.

Список литературы

1. Кириллов, И. А. Обеспечение водородной безопасности на атомных электростанциях с водоохлаждаемыми реакторными установками. Современное состояние проблемы [Текст] / И. А. Кириллов, Н. Л. Харитонов, Р. Б. Шарафутдинов и др. // Ядерная и радиационная безопасность. – 2017. – № 2 (84). – 12 с.

* * *

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИК ИСПЫТАНИЙ РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА

Е. В. Безгодов, В. В. Стаханов, С. Д. Пасюков, М. В. Никифоров, А. А. Тараканов,
И. А. Попов, Д. Л. Мошкин, Ю. Ф. Давлетчин

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: e.v.bezgodov@vniitf.ru

Для снижения опасности взрыва, который может возникнуть при скоплении водорода под защитной оболочкой АЭС в результате тяжелой аварии, в настоящее время применяются пассивные каталитические рекомбинаторы водорода (ПКРВ). Они предназначены для беспламенного окисления водорода до безопасных концентраций. Для проверки проектных характеристик установленных на российских АЭС рекомбинаторов водорода требуются аттестованные методики испытаний [1].

В РФЯЦ – ВНИИТФ проводится разработка и экспериментальное обоснование методик испытаний по определению стартовых характеристик, производительности и предела беспламенной работы ПКРВ. Основная сложность связана с необходимостью учета разных свойств газовой среды и вариантов ее взаимодействия с ПКРВ – повышенные давление, температура и влажность, характерные для аварий на АЭС, разные направления потоков («покоящаяся среда», поток снизу или сверху), разные темпы и процедуры заполнения установки смесью. Отметим также, что за рубежом не выработано единого и воспроизводимого на разных установках подхода к тестированию рекомбинатора.

Для проведения работ адаптировалась установка БМ-П, состоящая из двух соединенных между собой камер объемом 15 м³ каждая. В ходе экспериментов тестировались системы управления и контроля параметров, исследовалась оптимальность выбранных критериальных параметров, используемых в методиках испытаний. Во всех экспериментах среда была насыщена водяным паром, что теоретически соответствует условиям протекания аварийного процесса на АЭС. В установке поддерживалось отношение кислорода к азоту, характерное для атмосферного воздуха. Впервые в России для определения скорости газового потока через рекомбинатор был применен метод цифровой трассерной анемометрии (PIV).

В экспериментах удавалось поддерживать постоянными параметры смеси на входе в ПКРВ в соответствии с положениями методик испытаний, кроме предельных концентраций водорода, при которых энерговыделение в ПКРВ было высоким. В целях увеличения точности измерения состава продолжают проводиться дополнительные мероприятия. Планируется установить по дополнительному электрохимическому и кондуктометрическому датчику водорода, провести комплексную калибровку и уточнение точностей на весь диапазон параметров смеси, предусмотреть перед каждым испытанием продувку каналов поверочными газами.

Полученные данные будут использоваться для верификации моделей установки БМ-П и ее систем.

Список литературы

1. **Безгодов, Е. В.** К разработке методик испытаний рекомбинаторов водорода [Текст] / Е. В. Безгодов, В. А. Симоненко, В. М. Крюков // Моделирование технологии ядерного топливного цикла: сборник материалов IX Научного семинара 3–7 февраля 2020 г. – Снежинск : Изд-во РФЯЦ – ВНИИТФ, 2020. – С. 4–5.

* * *

К АНАЛИЗУ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ-СЖИГАТЕЛЕ

М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Н. Д. Дырда, Д. Г. Модестов,
В. А. Симоненко, Д. В. Хмельницкий

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: m.n.belonogov@vniitf.ru

Одной из приоритетных задач ядерной энергетики является уменьшение объема накопленных радиоактивных отходов (РАО) путем трансмутации минорных актинидов (МА – Np, Am и Cm), содержащихся в отработавшем топливе энергетических реакторов. В настоящее время в качестве альтернативного способа трансмутации МА в быстрых энергетических реакторах предлагается их трансмутация в специализированной установке – жидкосолево-м реакторе-сжигателе (ЖСР-С). При этом основными потребительскими свойствами специализированной установки являются обеспечение необходимой производительности трансмутации МА, минимизация потребления урана и плутония, как основных компонент топлива энергетических реакторов, и минимизация накопления долгоживущих РАО.

Характеристики трансмутации МА в ЖСР-С зависят от свойств несущей соли. В настоящее время в качестве кандидатных рассматриваются две соли, % мол.: 46,5LiF-11,5NaF-42KF (FLiNaK) и 73LiF-27BeF₂ (FLiBe). Для выбора одной из них необходим сравнительный анализ характеристик трансмутации МА.

В работе для сравнительного анализа основных потребительских свойств ЖСР-С предложены показатели, характеризующие эффективность трансмутации МА:

- интегральные и годовые (в равновесном режиме) загрузки МА и плутония. При этом под равновесным понимается режим работы ЖСР-С, при котором одинаковы состав (соотношение Pu и МА) и масса топлива подпитки при слабом (в пределах эффективности органов регулирования реактивности) изменении $K_{эфф}$ от загрузки к загрузке;
- утилизация РАО – баланс загруженных МА и актинидов (МА, плутоний и уран), находящихся в топливном цикле (ТЦ) ЖСР-С и извлеченных из него;
- годовое извлечение актинидов из ТЦ реактора и годовая наработка ПД.

Выполненные оценки показателей для вариантов ЖСР-С на основе солей FLiNaK и FLiBe с производительностью трансмутации МА 250 кг/год показали:

1. В ЖСР-С на основе соли FLiNaK может быть реализован режим трансмутации МА с отсутствием потребления Pu в равновесном режиме и суммарным потреблением энергетического Pu за 50 лет эксплуатации ~ 5 т, что ~ в 4 раза меньше, чем в ЖСР-С с солью FLiBe. При этом реактор на основе соли FLiBe выходит в равновесный режим с потреблением ~ 300 кг/год энергетического Pu.

2. ЖСР-С с солью FLiNaK имеет ~ в 2,2 раза меньшую тепловую мощность и годовую наработку ПД, чем ЖСР-С на основе соли FLiBe.

3. Особенностью ЖСР-С является накопление в составе Pu высокоактивного изотопа ²³⁸Pu, что фактически превращает такой Pu после извлечения из ТЦ реактора в РАО. Поэтому уменьшение общего количества долгоживущих РАО в виде МА и образующихся высокоактивного плутония и урана, содержащего в основном ²³⁴U, начинается не ранее, чем через 20 лет после начала эксплуатации реактора.

4. Наилучшие показатели трансмутации МА реализуются при работе ЖСР-С в равновесном режиме. Поэтому представляется целесообразным использование топливной соли с составом, близким к равновесному, в течение длительного времени, в том числе с возможной заменой корпуса реактора и других отработавших компонент РУ (теплообменника, насоса) по окончании срока их эксплуатации или для запуска новой реакторной установки.

* * *

АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ УТЕЧКЕ ГОРЮЧИХ ГАЗОВ НА ОБЪЕКТАХ ГЕНЕРАЦИИ ВОДОРОДА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРЯМОГО ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

П. Е. Беляев, Д. А. Варфоломеев, Д. Ю. Гарась, Т. А. Куприянец, Д. А. Мастюк, Я. В. Пронин

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: belyaevpe@vniitf.ru

В качестве одного из подходов к промышленному производству водорода рассматривается процесс парового и парокислородного риформинга природного газа, который будет осуществляться за счет избыточного тепла ВТГР. При этом на одной площадке предполагается разместить как ядерную энергетическую установку (реактор типа ВТГР), так и химико-технологическую часть, где и будет происходить производство водорода. В рамках технологического цикла при паровом риформинге природного газа в системе присутствуют значительные массы горючих газов: метан, монооксид углерода и водород. Все технологические процессы протекают при повышенном давлении и температуре. На некоторых участках температура газовой смеси превышает температуру самовоспламенения ее отдельных компонентов. Таким образом, процесс утечки горючих газов с последующим воспламенением и возникающие при этом взрывные и термические нагрузки являются одной из основных проблем безопасности и требуют детального изучения.

В ходе данной работы было проведено численное моделирование утечки при гильотинном разрыве участка трубопроводов, соединяющих ядерный и химический реактор на промышленной площадке, с учетом различных времен срабатывания локализирующей арматуры. По результатам моделирования представлены оценки массы выброшенного газа, область, занимаемая горючей смесью, и масса горючей смеси. Также смоделирована детонация образовавшегося облака топливно-воздушной смеси.

Представленные в работе результаты позволяют оценить нагрузки, возникающие при детонации смесей горючих газов, участвующих в парокислородном риформинге природного газа, с воздухом. Данные оценки могут быть использованы для определения наиболее безопасного расположения объектов на промышленной площадке, необходимого запаса прочности и времени срабатывания локализирующей арматуры.

* * *

ТРАНСМУТАЦИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКЕ С ЖИДКОСОЛЕВЫМ БЛАНКЕТОМ

И. А. Волков, М. Н. Белоногов, Д. Г. Модестов, Д. В. Хмельницкий

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: i.a.volkov@vniitf.ru

Жидкосольевой критический реактор на основе эвтектики LiF–NaF–KF позволяет в установленном режиме «сжигать» минорные актиниды (Np, Am, Cm) без дополнительной подпитки другими делящимися материалами [1, 2]. Недостатком таких критических систем является сравнительно малая эффективная доля запаздывающих нейтронов в активной зоне, что приводит к усложнению системы управления и защиты реактора. Для повышения ядерной безопасности и решения вопросов, связанных с управлением реактора, целесообразно рассмотреть подкритическую жидкосольевую систему в составе электроядерной установки (ЭЛЯУ), управляемой ускорителем заряженных частиц [3]. Цель работы – исследование возможности достижения требуемых характеристик трансмутации МА в ЭЛЯУ с жидкосольевым бланкетом с учетом существующих технологий ускорителей протонов.

Рассматривается ЭЛЯУ с жидкосольевым бланкетом на основе тройной эвтектики LiF–NaF–KF, управляемая ускорителем протонов с энергией $E_p = 1$ ГэВ и силой тока $I_p < 10$ МА.

На основе литературных данных по существующим проектам ЭЛЯУ для исследований характеристик blankets выбраны кандидатные материалы мишени в виде металлов с природным изотопным составом входящих в них элементов: Fe, Pb, Pb-Bi (эвтектика), U, W. В результате расчетов по программному комплексу «HANDRA» [4] и диффузионному коду «Арктика» [5] получено, что размещение мишеней из рассматриваемых материалов в blanket не приводит к значимому увеличению интегрального энерговыделения при их взаимодействии с протонами. Поэтому для дальнейших исследований выбрана модель подкритической системы, в которой мишенью является сама топливная соль.

В результате расчетов с помощью программного комплекса «HANDRA»+«Арктика»+РИСК [6] показано, что такие подкритические системы могут служить альтернативой рассмотренным ранее в [2] критическим системам, предназначенным для трансмутации МА. Определены требуемые параметры ускорителя и характеристики blankets при разных уровнях подкритичности. Получено, что для подкритической системы объемом 8 м³ для достижения требуемых характеристик трансмутации МА при $I_p < 10$ МА необходимо поддерживать $K_{эф} > 0,97$. Мольная доля актиноидов в расплаве при этом должна составлять от 10 до 11 мол %.

Список литературы

1. **Белоногов, М. Н.** Об оптимальном режиме трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевоом реакторе [Текст] / М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Д. Г. Модестов и др. // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128. – Вып. 3. – С. 135 – 142.
2. **Белоногов, М. Н.** О трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевоом реакторе-сжигателе [Текст] / М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Д. Г. Модестов и др. // Вопросы атомной науки и техники: сер. Ядерно-реакторные константы. – 2021. – Вып. 4. – С. 18–27.
3. **Колесов, В. Ф.** Электроядерные установки и проблемы ядерной энергетики: монография. – Саров : ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», 2013.
4. **Модестов, Д. Г.** Использование программного комплекса RAMCES для оценки возможности исследования *pn*-рассеяния на ловушках больших ускорителей. Исследования в гигантских импульсах тепловых нейтронов от импульсных реакторов и в ловушках больших ускорителей [Текст] / Д. Г. Модестов, С. И. Самарин, В. В. Плохой. – Дубна : ОИЯИ, 2005. – С. 59–70.
5. **Трапезников, М. А.** Программный комплекс ЯРУС для моделирования различных режимов работы ядерных реакторов. Модуль нейтронно-физического расчета программа «Арктика» [Текст] / М. А. Трапезников, И. С. Попов, У. Ф. Шереметьева // Препринт РФЯЦ – ВНИИТФ № 246, 2015.
6. **Модестов, Д. Г.** Программа решения задач ядерной кинетики РИСК-2014 [Текст] / Препринт РФЯЦ – ВНИИТФ № 243, 2014.

* * *

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ХИЩЕНИЯ ЯДЕРНОГО МАТЕРИАЛА БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ЗАМКНУТЫМ ЯТЦ ДЛЯ ЗАДАЧ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

**Н. В. Горин¹, Е. В. Кузнецов¹, Д. А. Скворцов², С. И. Журин², В. П. Кучинов³,
А. Н. Чебесков⁴, В. В. Шидловский⁵**

¹ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

²СНПО «Элерон», Москва

³НИЯУ МИФИ, Москва

⁴АО «ГНЦ РФ–ФЭИ», Обнинск

⁵АО «Прорыв», Москва

E-mail: n.gorin@vniitfl.ru

Отмечено, что надежная защита атомной станции от внутренних нарушителей важнейшее условие соблюдения гарантий МАГАТЭ для выполнения режима ядерного нераспространения. Принято, что в настоящее время в рамках действующих норм и правил защитить АЭС

и ее производства от государства-пролифератора невозможно. Защита возможна только при измененных правилах МАГАТЭ, допускающих одновременную эксплуатацию на АЭС независимой от государства системы контроля сохранности отработавшего топлива, отключить которую либо невозможно, либо сигнал об этой попытке незамедлительно и независимо от государства поступит в МАГАТЭ [1].

Рассмотрена попытка относительно небольшой группы сотрудников станции, которая пытается похитить и вынести перерабатываемое топливо за периметр станции при действующей системе контроля. Предложено построение, состав и алгоритм работы математической модели гипотетического пункта контроля проноса ЯМ на площадке с быстрым реактором и замкнутым ЯТЦ для применения в задачах ядерного нераспространения. Перечислены существующие программы для использования в модели. Обсуждены возможности преодоления барьеров, препятствующих несанкционированному выносу ядерного материала за пределы предприятия. Рассмотрен сценарий попытки нарушения режима нераспространения. Предложен демонстрационный эксперимент, моделирующий детекторы пункта контроля проноса ядерного материала, для верификации модели.

Список литературы

1. **Горин, Н. В.** Обеспечение режима ядерного нераспространения при экспорте реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым топливным циклом [Текст] / Н. В. Горин, Н. П. Волошин, Ю. И. Чуриков и др. // Атомная энергия. – 2021, – Т. 130. – Вып. 1. – С. 48–51.

* * *

О ВЛИЯНИИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ НА ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРОИЗВОДСТВ ЯТЦ

Н. Д. Дырда, И. Р. Макеева, Л. Р. Файрушина, Ю. Г. Сырцова, С. В. Пчелинцева

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: n.d.dyrda@vniitf.ru

Для расчетного обоснования технико-технологических и организационных решений, в частности, для оценки необходимых производительностей отдельных переделов ЗЯТЦ и ресурсного обеспечения функционирования РУ, работающих в пристанционном топливном цикле, в рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются математические модели ключевых технологических процессов ЗЯТЦ и развивается ПК ВИЗАРТ. В настоящее время в состав ПК ВИЗАРТ входит библиотека программно-информационных моделей технологических операций ПЯТЦ, оптимизационная подсистема, набор универсальных алгоритмов, предназначенных для построения расчетных схем и расчета их характеристик.

Использование ПК ВИЗАРТ позволяет оценить влияние технологических неопределенностей, возникающих при разработке технологий ЗЯТЦ. В докладе представлены результаты расчетов по двум задачам: влияние технологических неопределенностей на целевой изотопный состав МФР ПЭК и оценка капитальных затрат для различных вариантов обращения с РАО из ОЯТ ВВЭР.

В качестве результатов по первой задаче приведены:

- оценка потребности в подпитке делящимися материалами из внешних источников на переходных этапах работы РБН типа БН-1200 и БР-1200;
- оценки изменения изотопного состава топливной композиции при переходе с производства топлива для реактора одного типа на производство топлива для реактора другого типа с учетом закладок в оборудовании МФР и приемлемость получаемых составов ЯТ для использования РБН;
- оценки влияния нетехнологических отходов (НТО) МФР, на целевой изотопный состав топливной композиции, и приемлемость топлива для дальнейшего использования в РБН;
- оценки требуемой производительности МФР ПЭК при увеличении мощности двухкомпонентной энергетики, определены «узкие места».

Также ПК ВИЗАРТ позволяет проводить расчеты капитальных и эксплуатационных затрат для различных вариантов технологических решений. Во второй части доклада представлены оценки капитальных и эксплуатационных затрат на обращение с ВАО из ОЯТ ВВЭР для различных вариантов организации технологического процесса фракционирования «короткоживущей» фракции. В расчетах учитывалось увеличение стоимости переработки ОЯТ ВВЭР при дополнении базовой схемы по обращению с ВАО технологическими операциями по выделению и очистке «короткоживущей» фракции от минорных актинидов и «долгоживущих» продуктов деления, операцией отверждения «короткоживущей» фракции, операциями обращения со вторичными РАО.

* * *

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОЙ КИНЕТИКИ В СИСТЕМЕ С ЦИРКУЛИРУЮЩИМ ТОПЛИВОМ НА ПРИМЕРЕ ПЕТЛИ РЕАКТОРА МБИР

Д. С. Кузенкова, В. Ю. Бландинский

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва

E-mail: Kuzenkova_DS@nrcki.ru

Работа посвящена моделированию циркуляции жидкосолевой топливной композиции в экспериментальном канале реакторной установки МБИР [1].

В работе описан процесс моделирования циркуляции расплавленного топлива при помощи ПК ISTAR [2]. Рассматривается изменение изотопного состава при последовательном выгорании нуклидов в поле нейтронов (петля в активной зоне реактора) и выдержке во время движения во внешнем контуре.

Выполнен предварительный теплогидравлический расчет, который позволил оценить время нахождения топливной соли в поле нейтронов, т. е. непосредственно в петлевом канале реактора МБИР (2 секунды), и во внешней части контура за пределами активной зоны (200 секунд).

Разработан алгоритм и программное средство на языке программирования Python 3.9 для пошагового моделирования изотопной кинетики исследуемой топливной композиции, циркулирующей между зонами с полем нейтронов и без него, на любом наперед заданном интервале времени (вплоть до топливной кампании реактора МБИР – 500 сут).

В настоящее время ведутся работы по упрощению расчетного алгоритма в целях сокращения времени счета.

Список литературы

1. **Blandinskii, V. Y.** Computational Validation of Experiments with Molten-Salt Thorium-Uranium Fuel Compositions in MBIR Test Loop [Text] / V. Y. Blandinskii, D. S. Kuzenkova // Atomic Energy. – Moscow, 2020. – Vol. 128, № 5. – P. 271–276.
2. **Blandinskiy, V. Yu.** Dudnikov A.A. Calculations of spent fuel isotopic composition for fuel rod from VVER-440 fuel assembly benchmark using several evaluated nuclear data libraries [Text] / V. Yu. Blandinskiy, A. A. Dudnikov. – Kerntechnik, 2018. – Vol. 83, № 4. – P. 325–330.

* * *

ВЕЩЕСТВЕННЫЙ И ФАЗОВЫЙ СОСТАВ НИТРИДНОГО ОЯТ ПО ДАННЫМ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

М. В. Мазанников¹, А. М. Потапов^{1, 2}, Ю. П. Зайков¹

¹ФГБУН Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН (ИВТЭ УрО РАН), Екатеринбург

²Уральский государственный горный университет, Екатеринбург

E-mail: A.Potapov_50@mail.ru

Для создания технологии переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) необходимо знать его вещественный и фазовый состав. В силу высокой радиоактивности ОЯТ обычные физико-химические методы анализа использовать почти невозможно. В результате основным источником информации становятся методы моделирования.

Целью настоящей работы является расчет равновесного вещественного состава ОЯТ методами термодинамического моделирования, а также оценка его фазового состава.

Термодинамическое моделирование проводили с использованием программного пакета HSC Chemistry 9.9 [1]. В качестве исходных данных был взят элементный состав ОЯТ, сформированный на основании данных, находящихся в открытом доступе [2–4]. Вещественный состав был рассчитан для трех температур: 400, 600 и 900 °С.

В таблице приведены первые 10 соединений вещественного состава СНУП ОЯТ по результатам термодинамического моделирования.

№ п/п	Соединение/элемент	Количество вещества, мол.%		
		400 °С	600 °С	900 °С
1	$(U_{0.8}Pu_{0.2})N$	45,912	44,853	44,368
2	UN	33,770	34,301	35,067
3	PuN	4,446	4,620	4,671
4	U_2N_3	3,340	3,402	3,109
5	Xe(g)	1,848	1,843	1,837
6	ZrN	1,535	1,531	1,526
7	NdN	1,308	1,304	1,295
8	Mo	0,8396	0,7973	0,4597
9	CeN	0,8150	0,8127	0,8100
10	Cs(g)	0,5973	1,228	1,352

Фазовый состав был оценен с использованием правил растворимости Бенедикта [5]. Учитывая, что большинство нитридов в нитридном ОЯТ изоструктурны, а размеры катионов различаются менее, чем на 7–8%, отработавшее топливо, по-видимому, на 80–90% состоит из однофазного твердого раствора нитридов урана и плутония $U_{0.8}Pu_{0.2}N$, включающего в себя нитриды актинидов – NpN, AmN, CmN, нитриды лантанидов и некоторые другие продукты деления. Отдельную фазу образуют благородные металлы, а также Mo, Tc.

Список литературы

1. **Roine, A.** HSC Chemistry [Software], Outotec, Pori. – 2018. URL: www.outotec.com/HSC.
2. **Arai, Y.** Nitride Fuel/ Nuclear Science and Engineering Directorate [Text] / Japan Atomic Energy Agency. – Ibaraki, Japan. – 2012.
3. Japan Atomic Energy Research Institute patent WO 95/11509
4. **Любимов, Д. Ю.** Термодинамическое моделирование фазового состава, смешанного уран-плутониевого моонитрида при облучении быстрыми нейтронами до выгорания 80 ГВт·сут/т и температуре 900–1400 К [Текст] / Д. Ю. Любимов, А. В. Андросов // Атомная энергия. – 2013. – Т. 114. – Вып. 4. – С. 198–202.
5. **Benedict, U.** The solubility of solid fission products in carbides and nitrides of uranium and plutonium [Text] / Nuclear science and technology, EUR 5766 en. – 1977. – 28 p.

* * *

ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ЯТЦ: СОСТОЯНИЕ РАБОТ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

И. Р. Макеева, У. Ф. Алтынникова, Н. Д. Дырда, И. В. Пешкичев,
Е. Е. Пигасов, Н. Ю. Романова

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: i.r.makeyeva@vniitf.ru

При разработке технологий замыкания ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) для перспективных реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым и натриевым теплоносителями одним из определяющих условий является обеспечение всех видов безопасности: ядерной, радиационной, пожаровзрывобезопасности. В настоящее время отсутствуют аттестованные коды для обоснования безопасности радиохимических технологий и производств, а безопасность обосновывается с использованием соответствующих экспериментальных данных или на основе информации об аналогах. Вовлечение в ядерный топливный цикл высокоактивных материалов, что характерно для разрабатываемых технологий ЗЯТЦ, существенно затрудняет или делает вовсе невозможным проведение необходимых экспериментов. Поэтому с 2017 г. В рамках проектного направления (ПН) «Прорыв» была начата работа по созданию системы расчетных моделей и кодов для обоснования безопасности технологических переделов ядерного топливного цикла.

В состав системы кодов включаются уже созданные модели и программные средства:

- программный комплекс (ПК) ВИЗАРТ [1], предназначенный для расчета характеристик материальных потоков в ЗЯТЦ, включая нуклидные составы и соответственно, активности и тепловыделения рабочих сред;
- модели технологических процессов [2], созданные в рамках подпроекта «Коды нового поколения» ПН «Прорыв»;
- программные комплексы MCU-FR [3] и ODETTA [4], предназначенные для расчета критических и радиационных свойств материалов.

Для оценки последствий аварийных ситуаций на установках и технологических линиях ЗЯТЦ необходимо моделировать как процессы тепломассопереноса и химических превращений в многокомпонентных средах, так и характерные для радиохимических производств процессы экстракции, кристаллизации, фильтрации и ряд других. С этой целью на основе опыта создания моделей отдельных аппаратов ЗЯТЦ [5, 6] в 2021 г. начата разработка многокомпонентного CFD-модуля. Для оценки пожаровзрывобезопасности совместно с «Научно-техническим центром ядерной и радиационной безопасности» разрабатывается методика и программный комплекс FIREX.

Комплексность задачи предполагает организацию процедуры сквозных расчетов моделей технологических процессов и кодов для расчетной оценки критических характеристик системы с точки зрения ядерной, радиационной и пожаровзрывобезопасности. Полученная в расчетах информация о распределениях концентраций, давлений и температур передается в программные коды расчета нейтронно-физических характеристик и дозовых нагрузок с использованием автоматизированного программного средства, что позволяет оценить критические характеристики технологического процесса.

Список литературы

1. **Шмидт, О. В.** Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла [Текст] / О. В. Шмидт, С. Г. Третьякова, Ю. А. Евсюкова, И. Р. Макеева, В. Г. Дубосарский, В. Ю. Пугачев, А. А. Рыкунова // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122. – Вып. 2. – С. 88–92.
2. **Ливенцов, С. Н.** Моделирование технологических переделов замкнутого ядерного топливного цикла как инструмент при создании и оптимизации технологических производств [Текст] / С. Н. Ливенцов, И. Р. Макеева, О. В. Шмидт // Радиохимия. – 2016. – Т. 58. – № 4. – С. 316–323.

3. **Алексеев, Н. И.** Тестирование программы MCU-FR применительно к расчетам критичности быстрых реакторов [Текст] / Н. И. Алексеев, М. А. Калугин, А. С. Кулаков, Д. С. Олейник, Д. А. Шкаровский // ВАНТ: сер. Физика ядерных реакторов. – 2016. – Вып. 5.
4. **Белоусов, В. И.** Некоторые результаты верификации кода ODETTA для неоднородных задач [Текст] / В. И. Белоусов, Н. А. Грушина, Е. П. Сычугова, Е. Ф. Селезнев // ВАНТ: сер. Физика ядерных реакторов. – 2018. – Вып. 3.
5. **Шереметьева, У. Ф.** Разработка методики проведения гидродинамических расчетов многофазных процессов применительно к процессу экстракции [Текст] / У. Ф. Шереметьева, А. А. Бочкарёва, Е. А. Белоногова, И. Р. Макеева // Материалы V всероссийского симпозиума «Разделение и концентрирование в аналитической химии и радиохимии», 07–13 октября 2018 г.
6. **Белоногова, Е. А.** Численное моделирование индукционной печи с холодным тиглем для остекловывания высокоактивных отходов [Текст] / Е. А. Белоногова, А. А. Бочкарёва, Макеева И. Р. и др. // ВАНТ: сер. Материаловедение и новые материалы. – 2020. – 3(104). – С. 51–68.

* * *

КОМПЛЕКС ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ ПОЖАРОВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ

И. В. Пешкичев, И. Р. Макеева

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: i.v.peshkichev@vniitf.ru

Одной из важнейших задач при разработке радиохимических производств является обеспечение пожаровзрывобезопасности технологических процессов. В настоящее время безопасность технологических процессов на радиохимических производствах обосновывается с использованием специальных экспериментов, моделирующих условия технологических процессов, или опыта эксплуатации аналогичных производств.

Предлагаемый подход расчетного обоснования безопасности предусматривает применение комплекса программных средств для моделирования аварийных ситуаций на различных этапах, и расчета радиационных и пожаровзрывоопасных характеристик рабочих сред, необходимых для обоснования безопасности технологических процессов радиохимических производств. Так, для решения задач определения химических и изотопных составов, плотностей и других характеристик материальных потоков радиохимического производства применяется программное средство «ВИЗАРТ» [1]. Для определения равновесных составов многокомпонентных многофазных систем и расчета термодинамических функций химических реакций применяется программное средство TeDu [2]. Для моделирования гидродинамических процессов в аппаратах радиохимического производства применяется программный код CFD-CNFC [3]. Для расчета радиационных и пожаровзрывоопасных характеристик рабочих сред и расчетной оценки пожаровзрывобезопасности технологических процессов радиохимических производств применяется программное средство FIREX [3], в котором реализуются разрабатываемые Научно-техническим центром по ядерной и радиационной безопасности (ФБУ «НТЦ ЯРБ») методики оценки:

- выделения радиолитического водорода и других горючих газов;
- накопления горючих газов и паров в оборудовании и трубопроводах;
- условий воспламенения газо- и паровоздушных смесей;
- условий возникновения теплового взрыва в оборудовании;
- условий самовоспламенения горючих (пирофорных) материалов;
- последствий воспламенения технологических сред объектов ЯТЦ.

Список литературы

1. **Шмидт, О. В.** Моделирование технологических переделов ЗЯТЦ, как инструмент при создании и оптимизации технологических производств [Текст] / О. В. Шмидт, И. Р. Макеева, С. Н. Ливенцов // Радиохимия. – 2016. – Т. 58, № 4. – С. 316–323.

2. **Пешкичев, И. В.** Программный комплекс TeDu для решения задач термодинамического моделирования [Текст] / И. В. Пешкичев, В. Ф. Куропатенко, И. Р. Макеева и др. // Вестник ЮУрГУ ММП. – 2018. – Т. 11, № 1. – С. 84–94. DOI: 10.14529/mmp180108.
3. **Пешкичев, И. В.** О разработке методики для расчетной оценки пожаровзрывобезопасности технологических процессов радиохимических производств [Текст] / И. В. Пешкичев, И. Р. Макеева, А. В. Родин и др. // Забабахинские научные чтения: сборник материалов XV Международной конференции 27 сентября – 1 октября 2021. – Снежинск : Изд-во РФЯЦ – ВНИИТФ, 2021. – С. 166.

* * *

РАЗРАБОТКА МНОГОКОМПОНЕНТНОГО CFD МОДУЛЯ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В АППАРАТАХ ЗЯТЦ

**Е. Е. Пигасов^{1,2}, П. Е. Беляев¹, Т. А. Куприянец¹, И. Р. Макеева^{1,2},
Д. А. Мастюк¹, И. В. Пешкичев¹**

¹ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

²ГОУ ВПО «ЮУрГУ НИУ», Челябинск

E-mail: pigasovee@vniitf.ru

В рамках подпрограммы «Развитие науки, техники и технологий в области использования атомной энергии» государственной программы Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса» к 2028 году должен быть введен в эксплуатацию комплекс развития технологий переработки отработавшего ядерного топлива, обращения с радиоактивными отходами и совершенствования технологий замкнутого ядерного топливного цикла. Также одной из задач подпрограммы является обоснование технологий для обеспечения безопасной эксплуатации действующих и сооружаемых объектов передовой исследовательской инфраструктуры и создания современной экспериментально-стендовой базы двухкомпонентной атомной энергетики. При этом одним из определяющих условий выполнения поставленных задач является обеспечение всех видов безопасности: ядерной, радиационной, пожаровзрывобезопасности.

В настоящее время безопасность технологий обращения с ядерными материалами обосновывается проведением экспериментов, моделирующих условия протекания реальных технологических процессов, или используется накопленный ранее опыт, полученный на аналогичных производствах. Экспериментальный подход позволяет обосновать безопасность с большой степенью надежности, однако является затратным, ресурсоемким, а зачастую его невозможно использовать в условиях радиохимических производств. Поэтому при разработке таких технологий, большинство из которых не имеют опытно-промышленной реализации, актуальной задачей является расчетное обоснование безопасности. В настоящее время отсутствует система моделей и кодов, обеспечивающая решение этой задачи, что говорит об актуальности разработки соответствующих вычислительных средств.

На основе проведенного анализа предполагаемых сценариев развития аварийных ситуаций и происходящих при этом физических и физико-химических процессов была выявлена необходимость учета газо-гидродинамических процессов, влияющих на накопление и распространение делящихся материалов и химически-активных смесей веществ, а также возможность применения подхода механики сплошной среды для численного моделирования. Эти обстоятельства говорят о необходимости разработки вычислительных средств в виде многокомпонентного CFD модуля для моделирования гидродинамических процессов в аппаратах ЗЯТЦ.

На первом этапе работ была разработана структура модуля, технические требования к модулю и отдельным компонентам в его составе, а также программно реализован макет, демонстрирующий общую работоспособность подхода к моделированию и связей программных компонентов.

В рамках дальнейших работ планируется разработка, обоснование и программная реализация моделей отдельных физических и физико-химических процессов и явлений в виде «подключаемых моделей», многокомпонентных моделей сплошной среды, а также ряда гидро-газодинамических решателей, реализующих соответствующие модели. Предполагаемые к разра-

ботке функциональные возможности должны обеспечить возможность проведения связанных расчетов с использованием сторонних кодов в интересах обеспечения ядерной и радиационной безопасности (Odetta [1], MCU-FR [2], и др.). Далее планируется проведение покомпонентного и комплексного тестирования и верификация разрабатываемого CFD модуля.

Результаты работ позволят применять CFD модуль как при проектировании технологического оборудования, так и для прогнозирования развития различных сценариев аварийных ситуаций. В докладе представлены результаты первого этапа работ и современное состояние концепции дальнейшей разработки и развития модуля.

Список литературы

1. **Белоусов, В. И.** Некоторые результаты верификации кода ODETTA для неоднородных задач [Текст] / В. И. Белоусов, Н. А. Грушина, Е. П. Сычугова, Е. Ф. Селезнев // ВАНТ: сер. Физика ядерных реакторов. – 2018, вып. 3.
2. **Алексеев, Н. И.** Тестирование программы MCU-FR применительно к расчетам критичности быстрых реакторов [Текст] / Н. И. Алексеев, М. А. Калугин, А. С. Кулаков, Д. С. Олейник, Д. А. Шкаровский // ВАНТ: сер. Физика ядерных реакторов. – 2016, вып. 5.

* * *

СПЛАВЫ ТИПА НМ20: СТРУКТУРА, МОДЕЛИРОВАНИЕ И СВОЙСТВА

И. Б. Половов, А. В. Абрамов, А. Ю. Жилияков, В. А. Хотинев, С. В. Беликов,
А. И. Трубченинова, Р. Р. Алимгулов, А. Ф. Гибадуллина, П. А. Трошина

Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина,
Екатеринбург

Настоящая работа посвящена комплексному исследованию сплавов типа НМ20 (базовая система Ni-20Mo). В ходе работ было проведено моделирование сплавов на основе никеля, определены теплофизические и механические свойства, а также изучено коррозионное поведение данных материалов в солевой системе FLiNaK, содержащей имитаторы ДМ и ПД.

Моделирование фазовых составов сплавов были рассчитаны при помощи программного продукта Thermo-Calc v. 2021b (Thermo-Calc Software AB), принцип работы которого основан на подходе CALPHAD.

Теплофизические и механические характеристики, определенные при комнатной температуре, характерны для сплавов данного класса в однофазном аустенитном состоянии. На температурной зависимости теплоемкости в диапазоне 650–850 °С отмечено наличие характерных перегибов, связанных с изменением структуры материала.

Эксперименты по оценке коррозионной стойкости материалов в расплавах солей на основе FLiNaK проводили в стальной ячейке, куда помещали стеклографитовый тигель с солью и образцами. Расплав в ячейке находился под атмосферой аргона высокой чистоты. Выдержку образцов осуществляли при температуре 650 °С в течение 100 часов.

При высокотемпературных выдержках в среде солевого электролита сплавы на никелевой основе могут быть подвержены межкристаллитным атакам. В качестве критерия степени межкристаллитных разрушений был выбран параметр, учитывающий количество и среднюю глубину межкристаллитных трещин на 1 см поверхности (k -параметр, шт · мкм/см).

Установленные величины скоростей коррозии исследуемых сплавов имеют значения не более 30 мкм/год. Образцы сплавов типа НМ20 подвержены сплошной неравномерной коррозии с невыраженным развитием межкристаллитных разрушений. Глубина проникновения сплошной коррозии не превышает 35 мкм, в то время как глубина межкристаллитных поражений составляет менее 90 мкм. Определенные значения k -параметра для сплавов типа НМ20 находятся в пределах менее 670 шт · мкм/см. Установленные показатели коррозионных процессов удовлетворительны, вследствие чего сплавы данного типа можно отнести к коррозионностойким во фторидных системах при температурах 650 °С.

* * *

**ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ РАЗРАБОТКИ
ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА РТМ-2, ПРЕДНАЗНАЧЕННОГО ДЛЯ
МОДЕЛИРОВАНИЯ РАБОТЫ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ В ЗЯТЦ**

**И. С. Попов¹, А. В. Егоров², О. В. Кузнецова¹, И. Р. Макеева¹, А. Г. Файрушин¹,
Д. Г. Модестов¹, Е. А. Родина², Ю. С. Хомяков²**

¹ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

²АО «ПРОРЫВ», Москва

E-mail: i.s.popov@vniitf.ru

При работе реактора на быстрых нейтронах (РБН) в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ) происходит изменение изотопного состава рециклируемого топлива на длительном интервале времени (10-30 лет), что влечет за собой изменение характеристик активной зоны. Для определения оптимальных параметров загрузки активной зоны и эксплуатационных режимов на этом переходном этапе функционирования требуется выполнять серии оперативных однотипных расчетов. С целью решения этой задачи был разработан программный комплекс (ПК) РТМ (расчетно-технологический модуль). Этот комплекс объединяет моделирование активной зоны реактора и переделов топливного цикла. ПК РТМ предназначен для моделирования штатных режимов эксплуатации РБН в ЗЯТЦ. Кроме моделирования переходного режима программный комплекс используется для оценки различных сценариев дожигания долгоживущих актинидов.

ПК РТМ-2 объединяет несколько расчетных кодов: программу нейтронно-физического расчета в диффузионном приближении, программу расчета ядерной кинетики и программы моделирования переделов топливного цикла. Расчетные коды включены достаточно гибко, что позволяет выполнять замену какого-либо из них на другой, выполняющий аналогичные функции, не изменяя весь программный комплекс. Работа расчетных кодов, выполняется по заданным сценариям, которые могут корректироваться пользователем с помощью исходных параметров. Функционирование и взаимодействие расчетных кодов выполняется под управлением системной оболочки. Кроме системы управления системная оболочка включает графический интерфейс для задания исходных данных и анализа результатов, систему сохранения результатов, систему проверки исходных данных.

В ПК РТМ включены программные модули, которые обеспечивают дополнительный расчетный анализ. Так в нем реализованы модель подбора изотопного состава загружаемого топлива, модель выдержки ТВС во внутриреакторном хранилище, расчет балансов РО СУЗ, расчет коэффициентов и эффектов реактивности. ПК РТМ-2 по результатам расчета может предоставлять распределение тепловыделения для проведения теплогидравлического расчета во внешних кодах. Программный комплекс не поддерживает весь функционал нейтронно-физического кода, поэтому для проведения дополнительного расчетного анализа вне программного комплекса, реализованы средства для экспорта задания на расчет на любом шаге, для которого имеются результаты.

Программный комплекс позволяет выполнять подробный расчет состава осколков деления с учетом нескольких сотен ядер. На основе такого расчета выполняются оценки изменения остаточной тепловыделения и активности отработавших ТВС при их выдержке.

Благодаря объединению в ПК РТМ-2 связанного моделирования реакторной установки и переделов топливного цикла с реализацией богатого функционала для обработки и анализа большого объема результатов расчета, создан новый продукт для решения актуальных задач по замыканию ядерного топливного цикла.

* * *

ХЛОРИРОВАНИЕ СПЛАВОВ УРАН – БЛАГОРОДНЫЕ МЕТАЛЛЫ

А. М. Потапов^{1,2}, К. Р. Каримов¹, М. В. Мазанников¹, А. Е. Дедюхин¹, Ю. П. Зайков¹

¹ФГБУН Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН (ИВТЭ УрО РАН), Екатеринбург

²Уральский государственный горный университет, Екатеринбург

E-mail: A.Potapov_50@mail.ru

Одной из стадий пирохимической переработки ОЯТ (отработавшего ядерного топлива) является электролитическое рафинирование, на которой происходит отделение урана, плутония и других актинидов от остальных продуктов деления (ПД). Однако полностью отделить актиниды таким путем не удастся. Образуется так называемый анодный остаток, который является, в основном, сплавом актинидов и благородных металлов (Ru, Rh, Pd, Ag) в сравнимых количествах. Для доизвлечения актинидов предложено использовать операцию «мягкого» хлорирования с использованием $PbCl_2$ в качестве хлорирующего агента. Под словами «мягкое» хлорирование мы понимаем хлорирование без использования газообразного хлора.

Целью настоящей работы является термодинамическое моделирование и экспериментальная проверка операции «мягкого» хлорирования на модельных сплавах U+Ru–Rh–Pd.

Моделирование

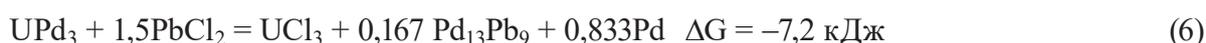
Взаимодействие урана с $PbCl_2$ не имеет никаких затруднений ($t = 550\text{ }^\circ\text{C}$):



В сплавах с Ru, Rh и Pd уран может присутствовать как в виде твердого раствора, так и в составе интерметаллидов URu_3 , URh_3 и UPd_3 . Реакции их взаимодействия с $PbCl_2$ без учета среды можно выразить уравнениями ($t = 550\text{ }^\circ\text{C}$):



Согласно (4) UPd_3 не взаимодействует с $PbCl_2$. Однако необходимо учесть, что БМ могут растворяться в свинце также с образованием интерметаллидов. Используя имеющиеся термодинамические данные по двум интерметаллидам – $PdPb_2$ и $Pd_{13}Pb_9$ получаем:



Образование интерметаллидов Pb–БМ сдвигает равновесие реакций (2–6) в сторону продуктов реакции обеспечивая полный выход урана из анодного остатка в расплав. С использованием программного комплекса HSC-9 [1] рассчитаны равновесные составы системы $(LiCl-KCl)_{\text{вт.}} + U+Ru-Rh-Pd + PbCl_2$ в зависимости от температуры и количества $PbCl_2$.

Эксперимент

Проведены эксперименты по хлорированию сплавов U–БМ с содержанием урана 56 и 87 масс.% хлоридом свинца в расплавленной эвтектике LiCl–KCl. Было установлено, что большие добавки $PbCl_2$ вызывают значительное выделение свинца на поверхности анодного остатка, который блокирует дальнейшую реакцию. Поэтому $PbCl_2$ добавляли в расплав порциями, примерно по 1/10 от стехиометрически необходимого количества. По окончании хлорирования анодный остаток имел высокую пористость, хотя и сохранял свою форму. Остаточное содержание урана составляло 1–4%.

Список литературы

1. Roine, A. HSC Chemistry [Software], Outotec, Pori. – 2018. URL: www.outotec.com/HSC.

* * *

ЭЛЕКТРОПРОВОДНОСТЬ МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ УРАНСОДЕРЖАЩИХ РАСПЛАВЛЕННЫХ СМЕСЕЙ НА ОСНОВЕ ЭВТЕКТИКИ LiCl–KCl

А. М. Потапов^{1,2}, А. Б. Салюлев¹, Ю. П. Зайков¹

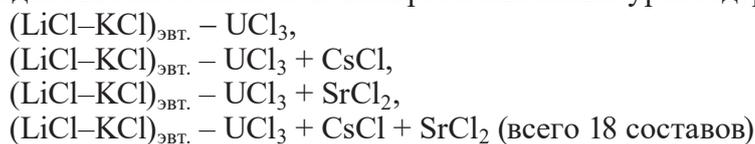
¹ФГБУН Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН (ИВТЭ УрО РАН), Екатеринбург

²Уральский государственный горный университет, Екатеринбург

E-mail: A.Potapov_50@mail.ru

При растворении ОЯТ в расплаве эвтектики LiCl–KCl в ходе пирохимического способа переработки отработавшего нитридного ядерного топлива образуются сложные многокомпонентные смеси. Для дальнейшей переработки этих расплавов необходимо знание их физико-химических свойств, в частности электропроводности, которая изучена недостаточно и требует дополнительных измерений. Однако получить экспериментальные данные для всевозможных многокомпонентных смесей – практически нереальная задача. Поэтому необходим также надежный способ оценки их электропроводности.

Настоящая работа является прямым продолжением работы [1] по созданию и расширению базы данных для таких расплавов. Измерена с использованием ячеек капиллярного типа удельная электропроводность многокомпонентных расплавленных урансодержащих смесей:



в диапазоне температур от 592–1064 К с суммарной концентрацией UCl₃, CsCl и SrCl₂ до 10–30 мол. %. Оценена их плотность и молярная электропроводность. Результаты проанализированы и систематизированы. Во всех случаях электропроводность расплавленных смесей увеличивается при уменьшении концентрации добавленных к расплаву LiCl–KCl хлоридов и при повышении температуры.

Электропроводность резко неаддитивное свойство, поэтому простое суммирование электропроводностей компонентов дает существенно завышенный результат.

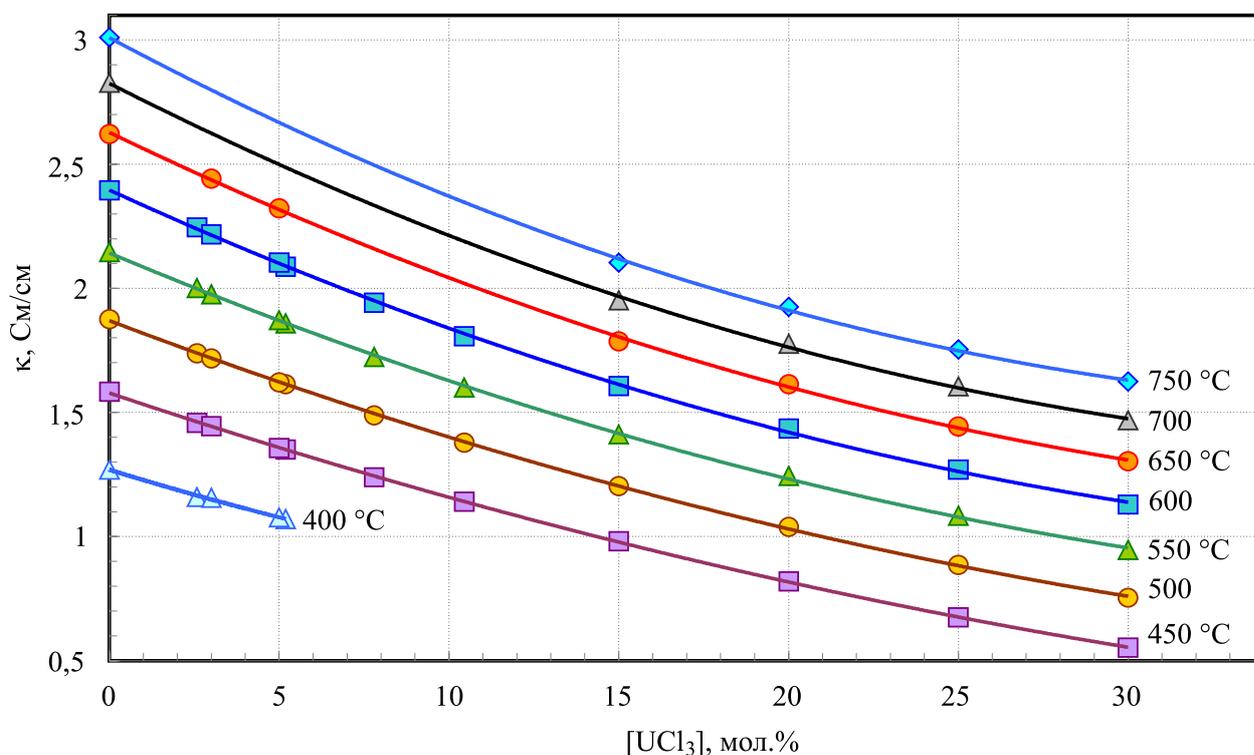


Рис. 1. Электропроводность расплавленных смесей UCl₃ – (LiCl–KCl)_{эвт.}

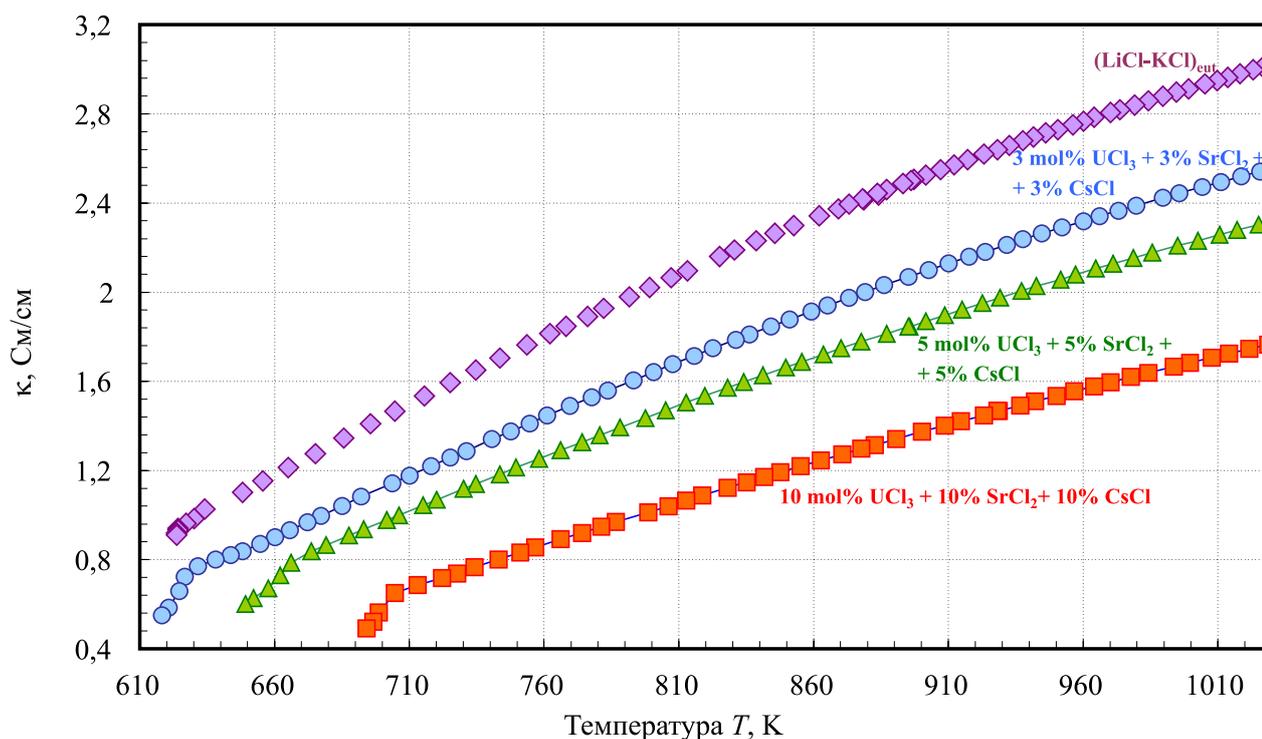


Рис. 2. Электропроводность расплавленных смесей UCl_3 и $SrCl_2$ с $(LiCl-KCl)_{эвт}$.

В работе рассмотрены различные модели и подходы к расчету мольных объемов и электропроводности сложных урансодержащих расплавов. Помимо электропроводности в ряде случаев сделаны оценки температур ликвидуса смесей.

Список литературы

1. Salyulev, A. The electrical conductivity of model melts based on $LiCl-KCl$, used for the processing of spent nuclear fuel [Text] / A. Salyulev, A. Potapov, V. Khokhlov, V. Shishkin // *Electrochim. Acta.* – 2017. – Vol. 257. – P. 510–515.

* * *

СОЗДАНИЕ МОДЕЛИ ПОЛУПРОТИВОТОЧНОГО МНОГОСТУПЕНЧАТОГО ЭКСТРАКЦИОННОГО РАЗДЕЛЕНИЯ БЛИЗКИХ ПО СВОЙСТВАМ ЭЛЕМЕНТОВ И ЕЕ ВЕРИФИКАЦИЯ

Е. А. Пузиков, Н. Д. Голецкий, А. А. Наумов, М. В. Мамчич, Е. В. Амбул,
А. В. Бизин, А. С. Кудинов

АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», Санкт-Петербург

E-mail: egor_puzikov@mail.ru

Одной из важных стадий переработки ОЯТ является процесс фракционирования долгоживущих радионуклидов с целью выделения потенциально пригодных для повторного вовлечения в ЯТЦ элементов, в частности америция, для проведения которого может быть использован метод полупротивоточного многоступенчатого разделения, называемый экстракционной хроматографией. Данный способ, как правило, применяется для разделения небольших количеств близких по свойствам пар химических элементов. В частности, данный метод был предложен в качестве основного метода разделения в технологии наработки прекурсора радиофармпрепарата ^{177}Lu из облученных мишеней ^{176}Yb .

В качестве экстрагентов были изучены представители класса фосфорорганических кислот, такие как Ди2ЭГФК, P507 и Суанех-272, имеющие наибольшие значения факторов разделения

РЗЭ. Было установлено, что наиболее оптимальные значения коэффициентов распределения наблюдаются в системах РЗЭ-Р507 в изопаре М.

На основе полученных экспериментальных данных о значениях коэффициентов распределения иттербия и лютеция при различной кислотности и концентрации экстрагента была предложена математическая модель, базирующаяся на наборе уравнений реакций экстракции в виде:



где Ln^{3+} – катион РЗЭ, а HA – молекула фосфорорганической кислоты. Данная модель позволяет рассчитать значения коэффициентов распределения Yb и Lu в диапазоне концентраций Р507 от 5 до 80%, кислотности от 0,1 до 6 моль/л HNO_3 и концентрации РЗЭ до 200 г/л с погрешностью менее 10%. Это позволило с использованием уравнений нестационарного материального баланса реализовать алгоритм расчета полупротивоточного разделения Yb и Lu в виде программного обеспечения, с помощью которого были определены оптимальные условия проведения процесса выделения лютеция из иттербиевых мишеней массой до 20 г. В отличие от известных аналогов в модели учитывается изменение коэффициентов распределения компонентов в каждой ступени каскада, связанное с изменением концентрации макрокомпонента.

На установке центробежных экстракторов из 60 ступеней были проведены опыты по разделению элюированию Lu и Yb, которые подтвердили адекватность разработанной математической модели.

* * *

РАЗРАБОТКА И ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ УСЛОВИЙ ВОСПЛАМЕНЕНИЯ ПАРОВОЗДУШНЫХ СМЕСЕЙ

А. В. Родин, Л. В. Гёзаян

ФБУ «Научно-технический центр ядерно-радиационной безопасности», Москва

Исключение потенциально пожаровзрывоопасных материалов и веществ из технологии переработки отработавшего ядерного топлива в настоящее время не представляется возможным. С учетом этого одной из основных задач по обеспечению пожаровзрывобезопасности технологических процессов радиохимических производств является предотвращение воспламенения паров горючих жидкостей. Учитывая, что в результате радиационно-химических превращений состав технологических сред претерпевает существенные изменения необходимы методы оценки условий возникновения взрыва при проведении технологических процессов радиохимических производств на объектах ядерного топливного цикла.

Цель работы – разработка методики оценки условий воспламенения паровоздушных смесей.

Для выполнения поставленной цели были осуществлены следующие этапы:

- составлен перечень сценариев образования и накопления паров легковоспламеняющихся жидкостей (ЛВЖ) и горючих жидкостей (ГЖ) в оборудовании и трубопроводах технологических узлов, а также их выхода в помещение (за пределы оборудования), включающий:
 - разгерметизация оборудования, приводящих к проливу ГЖ;
 - повышение температуры в оборудовании, в котором находится ГЖ, до значения нижнего температурного предела распространения пламени или выше этого значения;
 - снижение температурного предела распространения пламени за счет образования легкокипящих органических продуктов до значения температуры технологической среды или ниже;
 - поступление ГЖ в оборудование с высокой температурой, для которого в режиме нормальной эксплуатации не предусмотрено наличие данной ГЖ;
 - поступление в оборудование окислителя (воздуха), для которого в режиме нормальной эксплуатации находится ГЖ при температуре выше нижнего температурного предела

распространения пламени и безопасность обеспечивается содержанием флегматизатора или отсутствием окислителя.

- проведен анализ существующих методик оценки условий воспламенения паровоздушных смесей, включая отечественные и зарубежные нормативные документы в области пожарной безопасности.

По результатам работы были систематизированы и объединены в единую методику алгоритмы проведения расчетных оценок параметров, необходимых для оценки пожаровзрывобезопасности радиохимических производств, включающую: выбор сценариев образования и накопления паров ГЖ; оценку скорости выделения паров ГЖ и их концентраций; оценку условий и последствий воспламенения паровоздушных смесей.

* * *

ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ ПК РТМ-2 ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ПН «ПРОРЫВ»

Е. А. Родина, Ю. С. Хомяков

АО «Прорыв», Москва

E-mail: rea@proryv2020.ru

В рамках проектного направления «Прорыв» ведется разработка реакторов на быстрых нейтронах (РБН) со смешанным уран-плутониевым нитридным топливом, объектов и технологий замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ), как базы крупномасштабной ядерной энергетики нового типа.

С целью комплексного исследования замыкания топливного цикла и выбора оптимальных загрузок реакторной установки, необходимо проведение связанного моделирования реакторной установки и переделов ядерного топливного цикла.

Моделирование ЗЯТЦ требуется проводить с учетом фактического состава топлива получаемого на переделах топливного цикла и с учетом текущей стадии замыкания топливного цикла.

Программный комплекс РТМ-2 предназначен для моделирования штатных режимов эксплуатации РУ с жидкометаллическим подслоем и переделов внешней части топливного цикла с целью комплексного исследования замыкания топливного цикла и выбора оптимальных загрузок реакторной установки.

ПК РТМ-2 разработан совместно с ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина». ПК РТМ-2 объединяет программные модули для совместного моделирования нейтронно-физических характеристик активной зоны РБН и переделов топливного цикла.

Созданный инструмент активно применяется при решении практических задач для реакторных установок, разрабатываемых в рамках проектного направления «Прорыв» в рамках НИР, в частности:

- обоснование переходного периода к равновесному состоянию активной зоны;
- обеспечение всеядности активной зоны по изотопному составу плутония и минимизации запаса реактивности;
- оценка максимальных параметров утилизации МА от реакторов ВВЭР;
- анализ возможностей и параметров активных зон РБН с КВ более 1;
- оценка влияния длительности хранения топлива на нейтронно-физические характеристики реактора при рецикле топлива;
- анализ вариантов активной зоны с аксиальной гетерогенностью.

Кроме того, в ПК РТМ-2 может выполняться расчет остаточного энерговыделения, по-нуклидной активности в ТВС ОЯТ, РАО, а также потенциальной биологической опасности с формированием библиотек дозовых факторов, а также разработан архив ТВС на всем жизненном цикле с учетом паспортных данных, формируемых на МФР.

* * *

ПРИМЕНЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ОЦЕНКЕ ОБЪЕМОВ РАО ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СЦЕНАРИЯХ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ

А. А. Рыкунова¹, О. В. Шмидт^{1,2}

¹АО «ВНИИНМ им. акад. А. А. Бочвара», Москва

²АО «Прорыв», Москва

E-mail: AARykunova@bochvar.ru

Использование математического моделирования при оценке объемов радиоактивных отходов (РАО), образующихся при переработке отработавшего ядерного топлива, позволяет оценить затраты на замыкающей стадии ядерного топливного цикла при реализации различных вариантов фракционирования и выбрать оптимальную технологию.

В работе предложены различные сценарии фракционирования и обращения с образующимися вторичными РАО. Для предложенных вариантов фракционирования проведены расчеты объемов отвержденных в различные нейтральные матрицы (рассмотрены боросиликатное и алюмофосфатное стекла, цемент и магний-калий-фосфатная матрица) РАО, характеристики которых соответствуют нормативным требованиям к качеству матриц.

* * *

РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОГО СЦЕНАРИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ НАКОПЛЕНИЯ И РАСПРОСТРАНЕНИЯ ТРИТИЯ В СИСТЕМАХ РУ БР-1200

П. П. Сурин¹, А. О. Ефимов², О. А. Кочетков¹, А. Ю. Максимов²

¹ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им.А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва

²ПН «ПРОРЫВ», Москва

E-mail: psurin@fmbcfmba.ru

Выполненный анализ литературных источников и проектных материалов о проблеме обеспечения радиационной безопасности в части воздействия трития на персонал и население при реализации перспективных проектов АЭС с реакторами на быстрых нейтронах показал, что проблема накопления трития в технологических системах и выхода в окружающую среду более актуальна для РУ БР-1200. Коммерческие энергоблоки с РУ БР-1200 имеют большую мощность, чем в БРЕСТ-ОД-300 и, соответственно, большее образование трития. Кроме того, расположение на одной площадке в количестве двух или (в перспективе) четырех энергоблоков ставит вопрос выхода трития в окружающую среду особенно остро.

Целью данной работы является создание имитационной модели миграции и переноса трития на РУ БР-1200, позволяющей решить задачу миграции и накопления и трития в технологических системах АЭС. Такой расчет позволит на стадии проекта оценить дозовые нагрузки на персонал и население за счет поступления трития, что необходимо для решения проблем обращения с тритиевыми средами на РУ БР-1200.

Материалы и методы. Проанализированы литературные данные и проектные материалы РУ БР-1200. Проведенный анализ показал, что оптимальный метод создания расчетного сценария - имитационное моделирование. Имитационная модель переноса и распространения трития является набором дифференциальных уравнений, описывающих перенос трития в технологических системах РУ БР-1200.

Результаты. Имитационная модель переноса и распространения трития на РУ БР-1200 позволила определить системы, в которых происходит накопление трития, оценить активность трития в воздухе центрального зала и в выбросе РУ БР-1200. Объемная активность трития в центральном зале не будет превышать ДОАН-3 для персонала, а активность трития в выбросе не будет создавать значительной дозовой нагрузки на население.

Выводы. Разработанный расчетный сценарий позволяет на уровне проекта оценить накопление и распространение трития в технологических системах РУ БР-1200. Рассчитанная активность трития в технологических системах позволит внести необходимые изменения в проект для повышения радиационной безопасности и коммерческой привлекательности РУ БР-1200. Полученные результаты свидетельствуют, что проблема накопления трития в технологических системах требует дальнейшего совершенствования модели переноса и распространения трития на РУ БР-1200.

* * *

ВОЗМОЖНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО КОМПЛЕКСА РФЯЦ – ВНИИТФ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ В ИНТЕРЕСАХ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ЭНЕРГЕТИКИ

**А. А. Тараканов, Е. В. Безгодков, Ю. Ф. Давлетчин, Д. Л. Мошкин, М. В. Никифоров,
С. Д. Пасюков, И. А. Попов, А. Н. Савельев, Ю. С. Уфимцев, А. В. Ушков, Д. В. Фролов**

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: e.v.bezgodov@vniitf.ru

В РФЯЦ – ВНИИТФ создан исследовательский комплекс мирового уровня, предназначенный для изучения процессов истечения, воспламенения и горения водорода при различных аварийных сценариях. С помощью данного комплекса производится валидация коммерческих и научных программных средств в обоснование водородной безопасности проектируемых объектов водородной энергетики, формируются корреляции и зависимости в качестве исходных данных для разработки новых и актуализации существующих нормативных документов в области использования водородной энергии. В состав комплекса входит шесть установок и стендов, к концу 2022 году планируется ввести в эксплуатацию еще пять.

В стендах и установках, расположенных как в открытом пространстве, так и в утепленных ангарах, проводятся экспериментальные исследования по изучению:

- распространения струйных истечений и пожаров-струй водородосодержащих газовых смесей (ВГС), истекающих из сосудов высокого давления;
- формирования взрывоопасных облаков и критических условий для воспламенения ВГС в ограниченных пространствах в условиях работы естественной и принудительной вентиляции;
- концентрационных пределов ускоренных пламен ВГС и условий распространения пламен вверх и вниз, в том числе в узких каналах;
- проливов криогенных газов на водную и твердую поверхности;
- характеристик горения однородных и стратифицированных ВГС;
- параметров распространения пламени при переходе между объемами и проверки масштабных эффектов;
- характеристик пассивных каталитических рекомбинаторов водорода.

В докладе приведено описание, возможности исследовательских стендов и установок, средств измерения и регистрации.

* * *

РЕАЛИЗАЦИЯ В ПК РТМ-2 ЭКСПОРТА ИСХОДНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО РАСЧЕТА АКТИВНОЙ ЗОНЫ

А. Г. Файрушин, И. С. Попов

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: i.s.popov@vniitf.ru

ПК (программный комплекс) РТМ-2 (расчетно-технологический модуль) предназначен для моделирования штатных режимов работы основных переделов и оптимизации технологической организации ЗЯТЦ (замкнутый ядерный топливный цикл) с реакторами типа БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200.

ПК РТМ-2 используется для решения следующих задач:

- автоматизированный детальный расчет временных характеристик потребления и воспроизводства топлива в течение всего срока эксплуатации реактора;
- детальный расчет нуклидного (изотопного) состава топлива и анализ его влияния на параметры эксплуатации реакторной установки;
- оценка различных сценариев дожигания минорных актинидов.

ПК РТМ-2 объединяет расчет нейтронно-физических характеристик активной зоны и моделирование замыкающих переделов топливного цикла. Он позволяет оценить влияние параметров топливного цикла на характеристики активной зоны. Расчет реактора выполняется на протяжении всего его жизненного цикла.

При расчете жизненного цикла ядерных реакторов, кроме анализа нейтронно-физических характеристик важным является определение теплогидравлических характеристик активной зоны. Для определения теплогидравлических характеристик было решено использовать внешний РК (расчетный код). Для взаимодействия с внешним РК в рамках ПК РТМ-2 реализован модуль, выполняющий формирование обменных файлов для передачи распределения тепловыделения в активной зоне. На текущий момент выполняется только передача распределения тепловыделения из ПК РТМ-2 во внешний расчетный код, поля температур и плотностей после определения в теплогидравлическом коде не корректируются.

Обменные файлы содержат заданные пользователем характеристики расчетной модели и результаты нейтронно-физического расчета. Часть экспортируемых данных используются для проверки соответствия расчетных моделей ПК РТМ-2 и внешнего РК. Распределение тепловыделения выдается в двух форматах. Первый формат используется для выполнения расчета теплогидравлических характеристик всей активной зоны. При этом распределение тепловыделения выдается в виде линейной нагрузки в «усредненном» твэле каждой ТВС или в «усредненном» поглощающем элементе РО СУЗ. Второй формат используется для расчета характеристик наиболее нагруженных ТВС, распределение тепловыделения (линейной нагрузки) в этом случае определяется для каждого твэла. Линейная нагрузка в каждом твэле вычисляется путем интерполяции данных из семиточечного представления результатов расчета объемного энерговыделения, полученных в ПК РТМ-2.

Формат обменных файлов был ориентирован на РК HYDRA[2]. Со стороны разработчиков РК HYDRA также были выполнены работы по созданию функций, которые выполняют чтение, проверку и использование данных, полученных в ПК РТМ-2.

Список литературы

1. Шмидт, О. В. Моделирование технологических переделов ЗЯТЦ, как инструмент при создании и оптимизации технологических производств [Текст] / О. В. Шмидт, И. Р. Макеева, С. Н. Ливенцов // Радиохимия. – 2016. – Т. 58. – № 4. – С. 316–323.
2. Иванов, Е. Н. Верификация теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM/V1 на основе экспериментов на БН-600 [Текст] / Е. Н. Иванов, Н. А. Мосунова, В. Ф. Стрижов и др. // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122, вып. 5. – С. 258–263.

* * *

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ ОПТИМИЗАЦИИ И ПК ВИЗАРТ ДЛЯ ВЫБОРА ОПТИМАЛЬНОГО ВАРИАНТА ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ВАО ПРИ РЕАЛИЗАЦИИ ЗЯТЦ

Л. Р. Файрушина, И. Р. Макеева, В. Ю. Пугачев, Н. Д. Дырда
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск
E-mail: fayrushinalr@vniitf.ru

Стратегическим направлением развития ядерной энергетики (ЯЭ) в России принято постепенное внедрение в структуру ЯЭ реакторов на быстрых нейтронах (РБН), что предполагает организацию замыкания ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ), т. е. организацию переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ), производства «свежего» топлива из рециклированных ядерных материалов (ЯМ) и экологического и безопасного обращения с образующимися радиоактивными отходами (РАО). При разработке комплекса технологий ЗЯТЦ необходимо уделить особое внимание проблеме эффективного обращения с РАО. С одной стороны, удаляемые отходы должны соответствовать экологическим аспектам захоронения (критериям приемлемости для захоронения), указанным в нормативных документах [1, 2]. С другой стороны, стоимость передачи РАО на захоронение национальному оператору определяется классом образовавшихся отходов и их конечным объемом. Таким образом, экономически более выгодна может быть минимизация объемов конечных форм РАО в пределах установленных классов или переход к формированию РАО другого класса, но с существенным уменьшением объема образующихся отходов. Однако существует некоторый минимально допустимый объем стекла, приходящийся на 1 кг перерабатываемого ОЯТ, при котором образующаяся матрица с РАО будет соответствовать нормативным требованиям [3]. Этот минимально допустимый объем зависит от начального изотопного состава ОЯТ, от времени выдержки ОЯТ до переработки, от степени выделения целевых компонентов при переработке ОЯТ, а также от чистоты выделения некоторых фракций изотопов для промежуточного контролируемого хранения или утилизации (дожигания). Соответственно, при определении оптимального варианта фракционирования ВАО следует учитывать затраты на всех этапах обращения с ОЯТ.

На сегодняшний день, в рамках проектного направления «Прорыв» [4], разработан и продолжает развиваться программный комплекс (ПК) ВИЗАРТ [5], предназначенный для моделирования и оптимизации отдельных технологических процессов (переработка ОЯТ, рефабрикация топлива и обращение с РАО, включая захоронение), технологий и предприятий ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Для оптимизации технологий ЗЯТЦ в ПК ВИЗАРТ реализована специализированная подсистема [6], включающая в себя формы оконного интерфейса для задания параметров оптимизации, модули, реализующие поиск экстремума целевой функции, методы, реализующие вычисление значений целевой функции по результатам расчета характеристик технологической схемы.

Для выбора оптимального варианта фракционирования ВАО была построена модель для расчета затрат на послереакторное обращение с ОЯТ с учетом всех технологических переделов замыкающей стадии ЯТЦ, проведен анализ неопределенностей и ограничений и сформулирована оптимизационная задача, и с использованием оптимизационной подсистемы ПК ВИЗАРТ проведена серия расчетов для определения наиболее затратных операций в рамках выбранных технологических схем обращения с ОЯТ и РАО.

В докладе представлены этапы решения многокритериальной оптимизационной задачи выбора оптимального варианта фракционирования ВАО при реализации ЗЯТЦ с использованием ПК ВИЗАРТ: этап построения модели для расчета затрат путем анализа основных составляющих затрат на послереакторное обращение с ОЯТ, этап постановки задач и построения целевых функций для расчета затрат на замыкание ЯТЦ и этап решения задачи путем проведения оптимизационных расчетов потоков РАО.

Список литературы

1. Постановление Правительства РФ от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов». <http://ivo.garant.ru/document>.
2. Критерии приемлемости РАО для захоронения (НП-093-14). – Ядерная и радиационная безопасность. – 2015. – № 3(77). – С. 59–82.
3. Изменения в федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование ЖРО. Требования безопасности». НП-09-15. – Ядерная и радиационная безопасность. Проекты нормативных документов. – 2016. – № 3(81). – С. 1–2.
4. **Адамов, Е. О.** Проект «ПРОРЫВ» – технологический фундамент для крупномасштабной ядерной энергетики [Текст] / Е. О. Адамов, Р. М. Алексахин, Л. А. Большов, А. В. Дедуль, В. В. Орлов, В. А. Першуков, В. И. Рачков, Д. А. Толстоухов, В. М. Троянов // Известия РАН. Энергетика. – 2015 – № 1. – С. 5–12.
5. **Шмидт, О. В.** Моделирование технологических переделов ЗЯТЦ, как инструмент при создании и оптимизации технологических производств [Текст] / О. В. Шмидт, И. Р. Макеева, С. Н. Ливенцов // Радиохимия. – 2016. – Т. 58. – № 4. – С. 316–323.
6. **Makeyeva, I. R.** Calculation and Optimization of Technology Parameters for Closing Stage of Nuclear Fuel Cycle using VIZART code [Text] / I. R. Makeyeva, A. A. Rykunova, V. G. Dubosarsky, V. Yu. Pugachev, O. V. Shmidt, Yu. A. Evsyukova. – Proceedings of GLOBAL 2017 September 24–29, 2017 – Seoul (Korea). – EA-318.

* * *

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ИСТЕЧЕНИЯ И ДИФФУЗИИ ВОДОРОДА В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКЕ БМ-К

С. В. Фролова, О. В. Койнов, М. В. Никульшин

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

В течение последних шести лет в РФЯЦ – ВНИИТФ проводятся уникальные исследования, нацеленные на повышение показателей водородной безопасности АЭС с ВВЭР как при нормальной эксплуатации, так и при тяжелых авариях. Исследования проводятся на специальных экспериментальных установках. На этих установках проводятся исследования истечений водородных струй и поведения водородо-парогазовых смесей при различных начальных давлениях и температурах (стратификация, конвекция, воспламеняемость, распространение горения).

Одна из проектируемых конструкций – экспериментальная установка БМ-К, состоящая из двух камер: БМ-КУ и БМ-КС. Рассматриваемая в данном исследовании БМ-КУ (далее камера), предназначена для исследования взрывных процессов в смесях водорода с воздухом и водяным паром с заданными соотношениями компонентов. Она представляет собой стальную трубу общей высотой 12 м, состоящую из четырех секций с квадратным внутренним сечением $0,6 \times 0,6$, и позволяет проводить эксперименты с вертикальной и горизонтальной ориентацией. В экспериментах будет измеряться скорость распространения горения в различных сечениях камеры. Для этого в секциях камеры предусмотрены иллюминаторы, через которые с помощью скоростных видеокамер будет осуществляться регистрация движения фронта пламени. Истечение водорода будет происходить через специально предназначенные штуцеры.

Так как в экспериментах будет изучаться истечение водорода в воздушную и паровоздушную среду с измерением концентрации водорода по различным сечениям струи, то важно уметь рассчитывать концентрацию водорода в объеме камеры на различные моменты времени, т. е. динамику перемешивания.

Целью работы является численное моделирование истечения и диффузии водорода в пакете прикладных программ конечно-элементного анализа. Задачами исследований являются численный расчет истечения нескольких водородных струй и определение концентрации водорода в секции камеры на различные моменты времени.

Установка БМ-К ориентирована горизонтально $g_x = -9,81 \text{ м/с}^2$. Процессы истечения и перемешивания водорода в установке происходят при давлении 90 кПа и температуре 19 °С.

Размер ячеек вдоль диаметра и оси (ось z) штуцера $2 \cdot 10^{-2} \text{ мм}$. Количество ячеек $\approx 687\,000$.

В расчетах рассматривалась многокомпонентная смесь с переменным составом, состоящая из водорода, азота и кислорода. На входе штуцера задавалась относительная массовая концентрация водорода $c = 1$, на границах расчетной области и в начальный момент времени задавались массовые концентрации кислорода и азота, равные 0,22 и 0,78 соответственно, что приблизительно соответствует составу воздуха.

Расчеты проводились с помощью интервального шага по времени, этим мы выделили два этапа:

- на первом этапе задавался массовый расход водорода 0,15 г/с в течение 30 с;
 - на втором этапе происходило растекание водорода по камере, диффузия, стратификация, и определялась концентрация водорода на моменты времени 15, 30, 80, 130 с.
- Результаты истечения водорода в камеру показаны на рис. 1–8.

Молярные фракции водорода

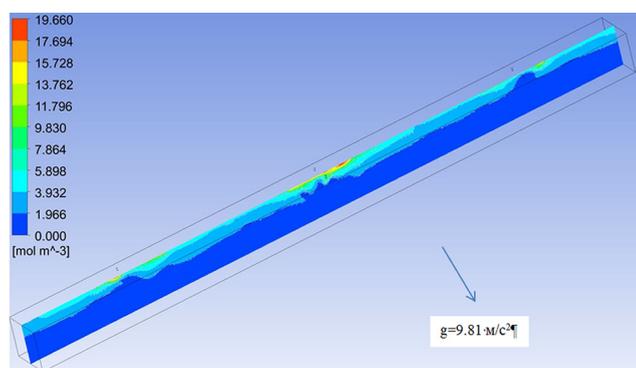


Рис. 1. Концентрация водорода на момент времени 15 секунд

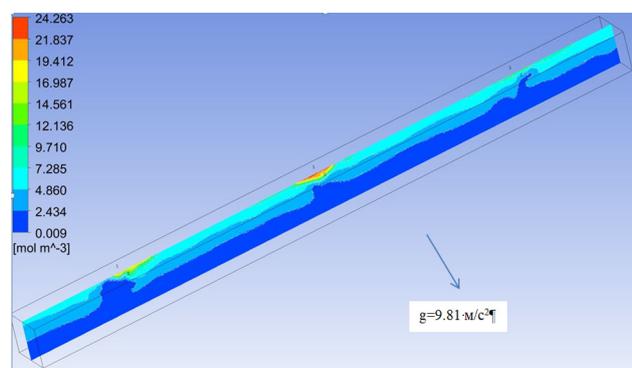


Рис. 2. Концентрация водорода на момент времени 30 секунд (моль/м³)

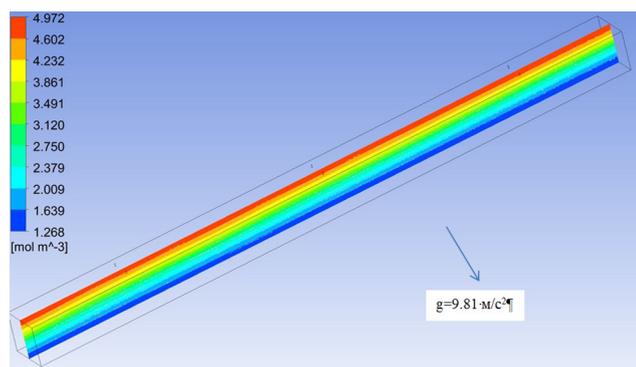


Рис. 3. Концентрация водорода на момент времени 80 секунд

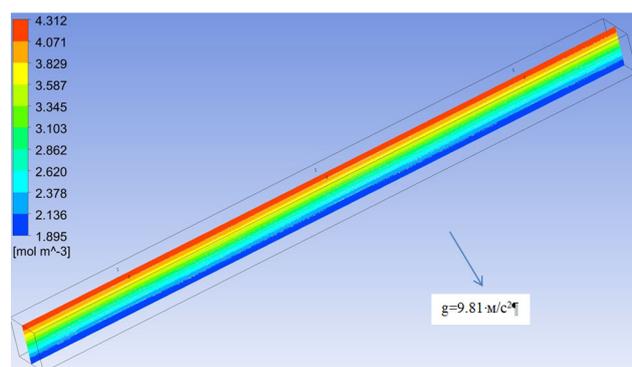


Рис. 4. Концентрация водорода на момент времени 130 секунд

Массовая концентрация водорода

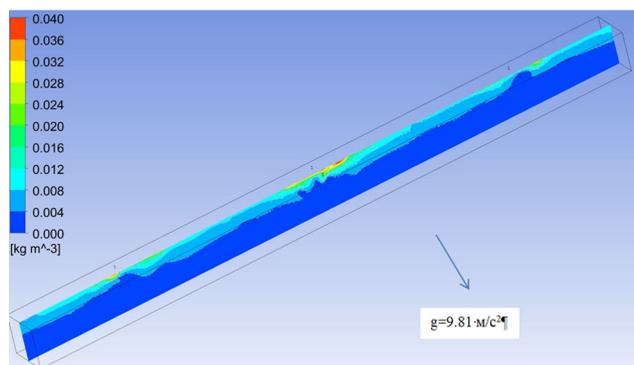


Рис. 5. Массовая концентрация водорода на момент времени 15 секунд

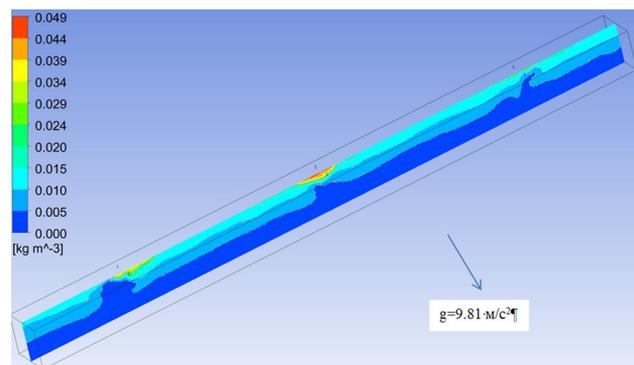


Рис. 6. Массовая концентрация водорода на момент времени 30 секунд

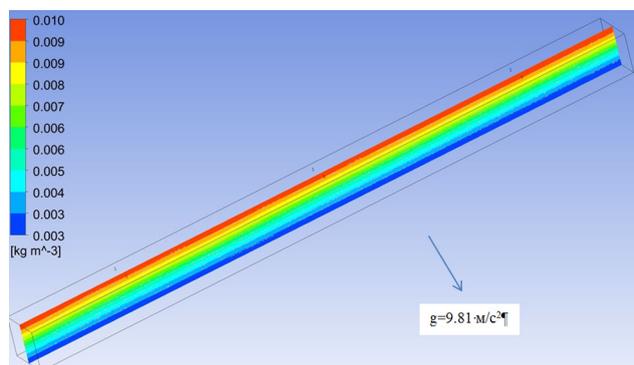


Рис. 7. Массовая концентрация водорода на момент времени 80 секунд

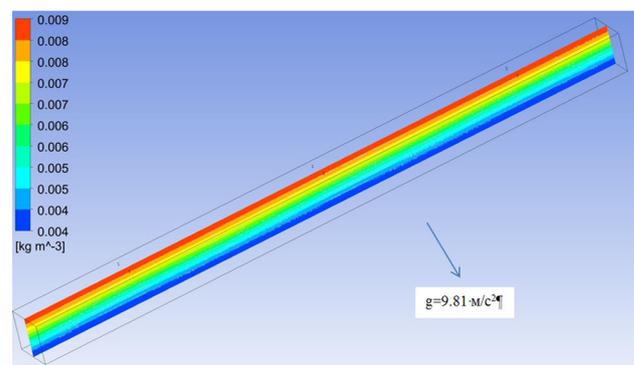


Рис. 8. Массовая концентрация водорода на момент времени 130 секунд

* * *

УРАВНЕНИЕ СОСТОЯНИЯ БОРА В ШИРОКОМ ДИАПАЗОНЕ ПЛОТНОСТЕЙ И ТЕМПЕРАТУР

К. В. Хищенко

Объединенный институт высоких температур РАН, Москва

E-mail: konst@ihed.ras.ru

Знание термодинамических свойств материалов при высоких давлениях и температурах необходимо для анализа и численного моделирования различных процессов в ядерных энергетических установках. В настоящей работе рассматривается модель уравнений состояния вещества с учетом полиморфных превращений, плавления и испарения. На основе этой модели построено полуэмпирическое уравнение состояния бора для широкого диапазона плотностей и температур. Проведены расчеты термодинамических функций этого материала на изотермах, изобарах, ударной адиабате и кривых фазового равновесия. Результаты расчетов даны в сопоставлении с имеющейся экспериментальной информацией при высоких плотностях энергии. Представленное уравнение состояния может быть эффективно использовано при моделировании технологий ядерного топливного цикла.

* * *

НОВЫЕ ЗАДАЧИ МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ЯТЦ

А. Ю. Шадрин

Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли «Наука и инновации»
Госкорпорации «Росатом», Москва

E-mail: anyshadrin@rosatom.ru

За последние 10 лет только в рамках проектного направления «Прорыв» разработана интегрированная система моделей и кодов для проведения расчетов материального баланса производств ядерного топливного (ЯТЦ) цикла, расчетного обосновании безопасности технологий ЯТЦ, оптимизации отдельных узлов и схем в целом; оценки содержания ядерных материалов на всех стадиях технологического процесса, включая незавершенное производство, и многих других задач.

Несмотря на достигнутые успехи, часть задач осталась не решенной. Одной из самых сложных из нерешенных задач является проверка правильности исходных данных для моделирования, предоставленных технологом. Современные технологические схемы переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и обращения с радиоактивными отходами (РАО), как правило, основаны на многократном рецикле основных продуктов с целью снижения объемов РАО и обеспечения глубины извлечения делящихся материалов. При этом, элементарные ошибки в указании доли возвращаемого потока или коэффициента очистки, достигаемого на данной операции, могут привести к крайне серьезным последствиям, например, к неправильному отнесению потока к категории отходов. С учетом числа потоков в технологических схемах, от 5 до 10 тысяч, нельзя надеяться на то, что человек не допустит ни одной ошибки. Таким образом, возникает задача создания библиотеки типовых операций с указанием их типовых параметров, например, коэффициентов очистки, и системы автоматического контроля за соответствием введенного «вручную» параметра данным библиотеки. Разумеется, окончательное решение должно оставаться за человеком, но сигнал о превышении ожидаемого параметра должен формироваться автоматически.

Аналогичная задача, должна быть решена и для операций, на которых возможно изменение агрегатного или фазового состава системы. Необходимо даже при проведении балансовых расчетов обеспечить автоматический сигнал о закипании раствора, замерзании среды, образовании осадков и т. п.

Реализация контроля за перечисленными задачами непосредственно на программном уровне позволит избежать «нежелательных коллизий» при реализации разрабатываемых технологических схем.

* * *

КОРРОЗИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ НИКЕЛЯ ВО ФТОРИДНОМ РАСПЛАВЕ В НЕИЗОТЕРМИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ

В. А. Шелан, В. Г. Субботин, Д. В. Хмельницкий, Р. Р. Фазылов, М. Н. Белоногов, Е. А. Леви,
П. А. Санникова, И. В. Санников

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

Ключевой задачей для обоснования концепции жидкосолевого реактора-сжигателя минорных актинидов является выбор состава топливного растворителя и конструкционных материалов, удовлетворяющих условиям и режимам работы реактора. В настоящее время начаты работы по созданию исследовательского реактора в целях отработки расплавно-солевых технологий для трансмутации минорных актинидов. В этом реакторе в качестве растворителя топливных добавок предполагается использовать фторидный расплав состава ${}^{73}\text{LiF} - {}^{27}\text{BeF}_2$ (% мол.), а в качестве конструкционных материалов – сплавы на основе никеля.

В 2021 году в РФЯЦ – ВНИИТФ проведены коррозионные испытания образцов из хром-молибден-никелевых сплавов ХН80МТ, ХН80МТЮ и ХН80МТЮБ в расплаве молярного состава $99,5(73\text{LiF} - 27\text{BeF}_2) - 0,5(\text{UF}_4 + \text{UF}_3)$ (% мол.) с добавкой 0,1% масс. Те. Образцы экспонировались в расплаве, циркулирующем со скоростью ~5 см/с, при максимальной температуре расплава 690 °С и градиентом температуры по контуру циркуляции ~70 °С в течение 200 и 600 часов под контролем окислительно-восстановительного потенциала расплава в режиме *in situ*. Получены данные о поведении расплава в процессе испытаний, о характере и масштабах коррозионного поражения исследуемых конструкционных материалов.

Коррозионные испытания проводились на коррозионном стенде, созданном на основе термоконвекционной установки, разработанной в НИЦ «Курчатовский институт». Контроль окислительно-восстановительного потенциала расплава в процессе коррозионных испытаний осуществлялся с использованием устройства, разработанного в УрО РАН ИВТЭ.

Работа выполнялась по техническому заданию и финансовой поддержке АО ГНЦ НИИАР в соответствии с ЕОТП НИОКР Госкорпорации Росатом «Выбор и обоснование материалов для создания жидкосолевого ядерного реактора с целью замыкания ЯТЦ по МА по переработки отходов ОЯТ тепловых реакторов. Этап 2019–2021 г.».

Выражаем благодарность Наталье Дмитриевне Юмашевой, Ольге Львовне Сухоруковой, Дмитрию Анатольевичу Беляеву, Илье Владимировичу Торопову, Сергею Анатольевичу Лekomцеву, Алексею Сергеевичу Александрову, Сергею Владимировичу Горохову за участие в коррозионных испытаниях, проведение аналитических и структурных исследований, и механических испытаний.

* * *

СИСТЕМА КОДОВ ДЛЯ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ И ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЙ ЗАМЫКАЮЩИХ ПЕРЕДЕЛОВ ЗЯТЦ ПРИ ИХ РАЗРАБОТКЕ, ПРОЕКТИРОВАНИИ, КОНСТРУИРОВАНИИ ОБОРУДОВАНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ

О. В. Шмидт

АО «Прорыв», Москва

E-mail: oshmidt9@yandex.ru

В рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются и уже активно используются модели и коды вне реакторных технологий ЗЯТЦ:

- ПК ВИЗАРТ для расчета материальных потоков технологической схемы и ее отдельных участков в стационарном и динамическом режимах с учетом эволюции изотопного состава;
- математические модели технологических процессов, описывающие физико-химические, газо/гидродинамические, кинетические и фазовые процессы, протекающие в аппаратах, для обоснования диапазона технических параметров в штатном, переходном и аварийном режимах, а также для обоснования или оптимизации массогабаритных характеристик оборудования и расчета ресурса работы отдельных технологических узлов;
- КОД ТП для имитации работы технологических схем в режиме реального времени с целью исследования работоспособности, управляемости и оптимизации технологических линий, включая системы контроля и управления (модель АСУТП), в том числе моделирование аварийных ситуаций.

Расчетные модели позволяют на ранних стадиях выявлять коллизии и вносить изменения в технологическую, проектную и конструкторскую документацию; проводить оптимизационные расчеты с целью выявления эффективности работы отдельных узлов и схемы в целом; обосновывать технические, проектные и конструкторские решения, а также оценивать содержание делящихся материалов (ДМ) и ядерных материалов (ЯМ) на всех стадиях технологического процесса, включая незавершенное производство. Получаемая информация может быть использована при проведении сквозных расчетов (с использованием специализированных ко-

дов) для обоснования безопасности радиохимических объектов ЗЯТЦ (ядерной, радиационной, пожаро- взрывобезопасности).

Помимо расчетного сопровождения проектирования и создания технологических объектов ОДЭК на АО «СХК» в настоящее время развитие функционала существующих программных комплексов ведется по нескольким направлениям:

- для комплексного решения задач по сокращению объемов РАО и минимизации затрат на захоронение РАО функционал ПК ВИЗАРТ дорабатывается в части решения оптимизационных задач с учетом экономической составляющей разных классов РАО;
- при создании цифрового двойника производственных линий (на примере МФР) в КОД ТП дорабатывается функционал по согласованию работы оборудования технологических линий в проектной конфигурации, разработке и настройке алгоритмов стабилизации переменных (температура, давление, расход, уровень и т. п.) и управления процессами (связанное и оптимальное управление), подбора оптимальных режимов технологических линий;
- математические модели отдельных процессов активно используются как при подготовке проведения экспериментальных исследований отдельных процессов для прогнозирования получаемых результатов, так и на стадии обработки данных аналитического контроля;
- для оптимизации и диагностики технологических линий вне реакторной части ЗЯТЦ разрабатываются комбинированные модели с применением интеллектуальных нейронных сетей;
- с 2022 года начинается работы по доработке функционала ПК ВИЗАРТ для интеграции с АСУ ОДЭК и ПЭК.

* * *

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ФТОРИДА ПЛУТОНИЯ В РАСПЛАВЕ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ

О. В. Шульц, Д. В. Хмельницкий, Н. Д. Дырда, Р. Р. Фазылов, П. А. Санникова,
И. В. Санников, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, В. А. Шелан

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: O.V.Shults@VNIITF.ru

В рамках работ по созданию и внедрению технологии сжигания минорных актинидов (МА) в жидкосолевых реакторах одной из ключевых проблем является проблема выбора материалов – конструкционных и соли-носителя. В настоящее время в качестве одной из кандидатных солей рассматривается соль на основе фторидов лития и бериллия с мольным соотношением $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$. Данная соль принята базовой при проектировании и разработке исследовательского жидкосолевого реактора. Расплав такой соли имеет приемлемые физико-химические характеристики и совместимость с конструкционными материалами, предложена технология переработки топлива. При этом данный расплав обладает ограниченной растворимостью трифторидов актинидов при рабочих температурах, характерных для ЖСР-С, что негативно влияет на потребительские свойства установки. Целью настоящей работы было исследование зависимости температуры ликвидуса соли на основе $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ от содержания в ней трифторида плутония. Знание зависимости температуры ликвидуса от состава позволяет определить границы допустимых режимов использования соли, в рамках которых система остается гомогенной. Трифторид плутония был выбран в качестве имитатора актинидов так как, во-первых его доля среди всех актинидов максимальна, во-вторых характерная валентность плутония совпадает с валентностью минорных актинидов и, в-третьих в сравнении с минорными актинидами он допускает технически более простое обращение.

Рассматриваемый в экспериментах диапазон температур был выбран исходя из проектного диапазона характерных для ЖСР-С температур 650–750 °С. Исследования растворимости проводились методом добавок: в расплав последовательно вводились порции фторида плутония массой, соответствующей заданной концентрации в расплаве. Расплав нагревался

до 750 °С, перемешивался и выдерживался в течение 7 часов до достижения равновесного состояния. Из расплава в одинаковых условиях отбирали пробы для контроля концентрации трифторида плутония и определения температуры ликвидуса. Температура ликвидуса расплава определялась методом дифференциальной сканирующей калориметрии. Содержание плутония в пробах расплава измеряли гамма-спектрометрическим методом.

В результате экспериментов для ряда составов в диапазоне концентраций трифторида плутония от 0,1 до 2,57% мольн. в соли на основе FLiBe были получены кривые охлаждения, характеризующие зависимость теплового потока от температуры и времени, с привязкой к составу системы. При охлаждении гомогенной системы кривые имеют плавный характер, а при протекании фазовых переходов на кривых охлаждения наблюдаются пики. По результатам интерпретации кривых охлаждения была определена зависимость температуры ликвидуса системы от содержания в ней трифторида плутония.

Для чистого исходного солевого состава ${}^{73}\text{LiF}-{}^{27}\text{BeF}_2$ измеренная температура ликвидуса составила 602 ± 4 °С. При минимальном рассматриваемом содержании трифторида плутония на уровне $0,1 \pm 0,007$ %мольн. температура ликвидуса составила 603 ± 4 °С. При повышении концентрации трифторида плутония температура ликвидуса монотонно возрастает и при концентрации трифторида плутония $2,57 \pm 0,13$ мольн. достигает 676 ± 4 °С. Высокоинтенсивный пик, соответствующий температуре солидуса расплава, с увеличением содержания трифторида плутония в расплаве от 0,1 до 2,57% мол. смещается с 414 до 365 ± 4 °С. При содержаниях в расплаве 1,84 и 2,57% мольн. трифторида плутония на кривой охлаждения вместо двух пиков, соответствующих температурам ликвидуса и солидуса системы, наблюдается три пика. Появление дополнительного пика свидетельствует о кристаллизации новой фазы, содержащей PuF_3 – предположительно соединения трифторида плутония с фторидом лития. Из графиков ДСК расплава следует, что температура ликвидуса расплава с 1,84% мол. PuF_3 составляет 647 ± 4 °С, что практически совпадает с температурой начала кристаллизации предполагаемого соединения трифторида плутония с фторидом лития из расплава, содержащего 2,57% мол. PuF_3 , равной 645 °С. Это свидетельствует о существовании в расплаве $({}^{73}\text{Li}-{}^{27}\text{BeF}_2)+\text{PuF}_3$ перитектики с температурой плавления ~646 °С. Выше линии перитектики расплав содержит твердую фазу трифторида плутония (если нет другого более высокотемпературного соединения PuF_3), ниже – две твердые фазы PuF_3 и соединение фторидов лития и плутония.

Полученные данные по растворимости трифторида плутония в расплаве ${}^{73}\text{LiF}-{}^{27}\text{BeF}_2$ дают возможность оценить предельные характеристики трансмутации МА, например, годовое потребление плутония в равновесном режиме при заданной производительности трансмутации МА 250 кг/год, соответствующей пусковой мощности переработки ОЯТ ВВЭР на ОДЦ ФГУП «ГХК». Исходя из условия недопустимости образования осадков в топливной соли при заданной температуре на входе в активную зону 650 °С и полученных экспериментальных данных с учетом дополнительного запаса, связанного с использованием в экспериментах плутония как имитатора всех актинидов, концентрация фторидов актинидов в топливной соли на основе ${}^{73}\text{LiF}-{}^{27}\text{BeF}_2$ должна составлять 1–1,4 %мольн. В этом случае согласно результатам расчетов производительность трансмутации МА в ЖСР-С на основе ${}^{73}\text{LiF}-{}^{27}\text{BeF}_2$ не превысит 180–200 кг/год при годовом потреблении плутония 550–570 кг. Если ориентироваться на требуемую производительность трансмутации МА 250 кг/год, то по оценкам тепловую мощность ЖСР-С на основе ${}^{73}\text{LiF}-{}^{27}\text{BeF}_2$ необходимо увеличить до 3–3,3 ГВт, а годовое потребление плутония до 700–800 кг. Полученные оценки, несмотря на их модельный характер, демонстрируют невозможность обеспечить для ЖСР-С на основе ${}^{73}\text{LiF}-{}^{27}\text{BeF}_2$ как специализированной установки для трансмутации МА, одного из основных его потребительских свойств – минимизации потребления энергетического плутония: даже в равновесном режиме реактор потребляет в ~3 раза больше плутония, чем сжигает МА.

* * *

АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

А

Абрамов А. В. 15
Алимгулов Р. Р. 15
Алтынникова У. Ф. 12
Амбул Е. В. 19
Аникин Н. Б. 3

Б

Безгодов Е. В. 4, 5, 23
Беликов С. В. 15
Белоногов М. Н. 6, 7, 29, 31
Беляев П. Е. 7, 14
Бизин А. В. 19
Бландинский В. Ю. 10

В

Варфоломеев Д. А. 7
Волков И. А. 6, 7, 31

Г

Гарась Д. Ю. 7
Гёзальян Л. В. 20
Гибадуллина А. Ф. 15
Голецкий Н. Д. 19
Горин Н. В. 8

Д

Давлетчин Ю. Ф. 5, 23
Дедюхин А. Е. 17
Дырда Н. Д. 6, 9, 12, 25, 31

Е

Егоров А. В. 16
Ефимов А. О. 22

Ж

Жиляков А. Ю. 15
Журин С. И. 8

З, И

Зайков Ю. П. 10, 17, 18
Иванов А. С. 4
Игнатюк М. Е. 3

К

Каримов К. Р. 17
Кириллов И. А. 4
Койнов О. В. 26
Кочетков О. А. 22
Крюков В. М. 4
Кудинов А. С. 19
Кузенкова Д. С. 10
Кузнецова О. В. 16
Кузнецов Е. В. 8
Куприянец Т. А. 14
Куприянец Т. А. 7
Кучинов В. П. 8

Л, М

Леви Е. А. 29
Мазанников М. В. 10, 17
Макеева И. Р. 4, 9, 12, 13, 14,
16, 25
Максимов А. Ю. 22
Мамчич М. В. 19
Мастюк Д. А. 7, 14
Модестов Д. Г. 6, 7, 16
Мошкин Д. Л. 5, 23

Н

Наумов А. А. 19
Никифоров М. В. 5, 23
Никульшин М. В. 26

П

Пасюков С. Д. 5, 23
Пешкичев И. В. 12, 13, 14
Пигасов Е. Е. 12, 14
Пискунов Ю. А. 3
Половов И. Б. 15
Попов И. А. 5, 23
Попов И. С. 16, 24
Потапов А. М. 10, 17, 18
Пронин Я. В. 7
Пугачев В. Ю. 25
Пузииков Е. А. 19
Пчелинцева С. В. 9

Р

Родин А. В. 20
Родина Е. А. 16, 21
Романова Н. Ю. 12
Рыкунова А. А. 22

С

Савельев А. Н. 23
Салюлев А. Б. 18
Санникова П. А. 29, 31
Санников И. В. 29, 31
Седов Е. В. 4
Симоненко В. А. 4, 6
Скворцов Д. А. 8
Стаханов В. В. 5
Субботин В. Г. 29
Сурин П. П. 22
Сырцова Ю. Г. 9

Т

Тараканов А. А. 5, 23
Трошина П. А. 15
Трубченинова А. И. 15
Тяктев А. А. 3, 4

У

Уфимцев Ю. С. 23
Ушков А. В. 4, 23

Ф

Фазылов Р. Р. 29, 31
Файрушин А. Г. 16, 24
Файрушина Л. Р. 9, 25
Фролова С. В. 26
Фролов Д. В. 4, 23

Х

Хищенко К. В. 28
Хмельницкий Д. В. 6, 7, 29, 31
Хомяков Ю. С. 16, 21
Хотинов В. А. 15

Ч, Ш

Чебесков А. Н. 8
Шадрин А. Ю. 29
Шелан В. А. 29, 31
Шидловский В. В. 8
Шмидт О. В. 22, 30
Шульц О. В. 31

СОДЕРЖАНИЕ

ВОСПЛАМЕНЕНИЕ ЧАСТИЦАМИ КЕРАМИКИ, ПОКРЫТЫМИ ПЛАТИНОЙ, СМЕСЕЙ ВОДОРОДА С ВОЗДУХОМ В ОБЛАСТИ КОНЦЕНТРАЦИЙ 4,8-12 ОБ.%	3
Н. Б. Аникин, М. Е. Игнатюк, Ю. А. Пискунов, А. А. Тяктев ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ И РАСЧЕТНО-ТЕОРЕТИЧЕСКОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЙ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ: ЦЕЛИ И ЗАДАЧИ	4
Е. В. Безгодов¹, А. С. Иванов¹, В. А. Симоненко¹, В. М. Крюков¹, Д. В. Фролов¹, И. Р. Макеева¹, А. В. Ушков¹, А. А. Тяктев¹, Е. В. Седов¹, И. А. Кириллов² ¹ ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск ² НИЦ «Курчатовский институт», Москва	
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИК ИСПЫТАНИЙ РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА	5
Е. В. Безгодов, В. В. Стаханов, С. Д. Пасюков, М. В. Никифоров, А. А. Тараканов, И. А. Попов, Д. Л. Мошкин, Ю. Ф. Давлетчин ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
К АНАЛИЗУ ЭФФЕКТИВНОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ-СЖИГАТЕЛЕ	6
М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Н. Д. Дырда, Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Д. В. Хмельницкий ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ УТЕЧКЕ ГОРЮЧИХ ГАЗОВ НА ОБЪЕКТАХ ГЕНЕРАЦИИ ВОДОРОДА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПРЯМОГО ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ	7
П. Е. Беляев, Д. А. Варфоломеев, Д. Ю. Гарась, Т. А. Куприянец, Д. А. Мастюк, Я. В. Пронин ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
ТРАНСМУТАЦИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКЕ С ЖИДКОСОЛЕВЫМ БЛАНКЕТОМ	7
И. А. Волков, М. Н. Белоногов, Д. Г. Модестов, Д. В. Хмельницкий ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ХИЩЕНИЯ ЯДЕРНОГО МАТЕРИАЛА БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ЗАМКНУТЫМ ЯТЦ ДЛЯ ЗАДАЧ НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ	8
Н. В. Горин¹, Е. В. Кузнецов¹, Д. А. Скворцов², С. И. Журин², В. П. Кучинов³, А. Н. Чебесков⁴, В. В. Шидловский⁵ ¹ ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск ² СНПО «Элерон», Москва ³ НИЯУ МИФИ, Москва ⁴ АО «ГНЦ РФ–ФЭИ», Обнинск ⁵ АО «Прорыв», Москва	
О ВЛИЯНИИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ НА ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРОИЗВОДСТВ ЯТЦ	9
Н. Д. Дырда, И. Р. Макеева, Л. Р. Файрушина, Ю. Г. Сырцова, С. В. Пчелинцева ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
МОДЕЛИРОВАНИЕ ИЗОТОПНОЙ КИНЕТИКИ В СИСТЕМЕ С ЦИРКУЛИРУЮЩИМ ТОПЛИВОМ НА ПРИМЕРЕ ПЕТЛИ РЕАКТОРА МБИР	10
Д. С. Кузенкова, В. Ю. Бландинский Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва	

ВЕЩЕСТВЕННЫЙ И ФАЗОВЫЙ СОСТАВ НИТРИДНОГО ОЯТ ПО ДАННЫМ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ	10
М. В. Мазанников¹, А. М. Потапов^{1, 2}, Ю. П. Зайков¹	
¹ ФГБУН Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН (ИВТЭ УрО РАН), Екатеринбург	
² Уральский государственный горный университет, Екатеринбург	
ПРОГРАММНЫЕ СРЕДСТВА ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ЯТЦ: СОСТОЯНИЕ РАБОТ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ	12
И. Р. Макеева, У. Ф. Алтынникова, Н. Д. Дырда, И. В. Пешикчев, Е. Е. Пигасов, Н. Ю. Романова	
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
КОМПЛЕКС ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ ПОЖАРОВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ	13
И. В. Пешкичев, И. Р. Макеева	
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
РАЗРАБОТКА МНОГОКОМПОНЕНТНОГО CFD МОДУЛЯ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В АППАРАТАХ ЗЯТЦ	14
Е. Е. Пигасов^{1, 2}, П. Е. Беляев¹, Т. А. Курприянец¹, И. Р. Макеева^{1, 2}, Д. А. Мастюк¹, И. В. Пешикчев¹	
¹ ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
² ГОУ ВПО «ЮУрГУ НИУ», Челябинск	
СПЛАВЫ ТИПА НМ20: СТРУКТУРА, МОДЕЛИРОВАНИЕ И СВОЙСТВА	15
И. Б. Половов, А. В. Абрамов, А. Ю. Жиляков, В. А. Хотинов, С. В. Беликов, А. И. Трубоченинова, Р. Р. Алимгулов, А. Ф. Гибадуллина, П. А. Трошина	
Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина, Екатеринбург	
ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ РАЗРАБОТКИ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА РТМ-2, ПРЕДНАЗНАЧЕННОГО ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ РАБОТЫ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ В ЗЯТЦ	16
И. С. Попов¹, А. В. Егоров², О. В. Кузнецова¹, И. Р. Макеева¹, А. Г. Файрушин¹, Д. Г. Модестов¹, Е. А. Родина², Ю. С. Хомяков²	
¹ ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
² АО «ПРОРЫВ», Москва	
ХЛОРИРОВАНИЕ СПЛАВОВ УРАН – БЛАГОРОДНЫЕ МЕТАЛЛЫ	17
А. М. Потапов^{1, 2}, К. Р. Каримов¹, М. В. Мазанников¹, А. Е. Дедюхин¹, Ю. П. Зайков¹	
¹ ФГБУН Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН (ИВТЭ УрО РАН), Екатеринбург	
² Уральский государственный горный университет, Екатеринбург	
ЭЛЕКТРОПРОВОДНОСТЬ МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ УРАНСОДЕРЖАЩИХ РАСПЛАВЛЕННЫХ СМЕСЕЙ НА ОСНОВЕ ЭВТЕКТИКИ LiCl–KCl	18
А. М. Потапов^{1, 2}, А. Б. Салюлев¹, Ю. П. Зайков¹	
¹ ФГБУН Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН (ИВТЭ УрО РАН), Екатеринбург	
² Уральский государственный горный университет, Екатеринбург	
СОЗДАНИЕ МОДЕЛИ ПОЛУПРОТИВОТОЧНОГО МНОГОСТУПЕНЧАТОГО ЭКСТРАКЦИОННОГО РАЗДЕЛЕНИЯ БЛИЗКИХ ПО СВОЙСТВАМ ЭЛЕМЕНТОВ И ЕЕ ВЕРИФИКАЦИЯ	19
Е. А. Пузиков, Н. Д. Голецкий, А. А. Наумов, М. В. Мамчич, Е. В. Амбул, А. В. Бизин, А. С. Кудинов	
АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», Санкт-Петербург	

РАЗРАБОТКА И ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ УСЛОВИЙ ВОСПЛАМЕНЕНИЯ ПАРОВОЗДУШНЫХ СМЕСЕЙ	20
А. В. Родин, Л. В. Гёзальян	
<i>ФБУ «Научно-технический центр ядерно-радиационной безопасности», Москва</i>	
ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ ПК РТМ-2 ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ПН «ПРОРЫВ»	21
Е. А. Родина, Ю. С. Хомяков	
<i>АО «Прорыв», Москва</i>	
ПРИМЕНЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ОЦЕНКЕ ОБЪЕМОВ РАО ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СЦЕНАРИЯХ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ	22
А. А. Рыкунова¹, О. В. Шмидт^{1, 2}	
¹ <i>АО «ВНИИНМ им. акад. А. А. Бочвара», Москва</i>	
² <i>АО «Прорыв», Москва</i>	
РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОГО СЦЕНАРИЯ ДЛЯ ОЦЕНКИ НАКОПЛЕНИЯ И РАСПРОСТРАНЕНИЯ ТРИТИЯ В СИСТЕМАХ РУ БР-1200	22
П. П. Сурин¹, А. О. Ефимов², О. А. Кочетков¹, А. Ю. Максимов²	
¹ <i>ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им.А. И. Бурназяна ФМБА России, Москва</i>	
² <i>ПН «ПРОРЫВ», Москва</i>	
ВОЗМОЖНОСТИ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО КОМПЛЕКСА РФЯЦ – ВНИИТФ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ В ИНТЕРЕСАХ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ЭНЕРГЕТИКИ	23
А. А. Тараканов, Е. В. Безгодов, Ю. Ф. Давлетчин, Д. Л. Мошкин, М. В. Никифоров, С. Д. Пасюков, И. А. Попов, А. Н. Савельев, Ю. С. Уфимцев, А. В. Ушков, Д. В. Фролов	
<i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск</i>	
РЕАЛИЗАЦИЯ В ПК РТМ-2 ЭКСПОРТА ИСХОДНЫХ ДАННЫХ ДЛЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО РАСЧЕТА АКТИВНОЙ ЗОНЫ	24
А. Г. Файрушин, И. С. Попов	
<i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск</i>	
ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДОВ ОПТИМИЗАЦИИ И ПК ВИЗАРТ ДЛЯ ВЫБОРА ОПТИМАЛЬНОГО ВАРИАНТА ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ВАО ПРИ РЕАЛИЗАЦИИ ЗЯТЦ	25
Л. Р. Файрушина, И. Р. Макеева, В. Ю. Пугачев, Н. Д. Дырда	
<i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск</i>	
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ИСТЕЧЕНИЯ И ДИФФУЗИИ ВОДОРОДА В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ УСТАНОВКЕ БМ-К	26
С. В. Фролова, О. В. Койнов, М. В. Никульшин	
<i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск</i>	
УРАВНЕНИЕ СОСТОЯНИЯ БОРА В ШИРОКОМ ДИАПАЗОНЕ ПЛОТНОСТЕЙ И ТЕМПЕРАТУР	28
К. В. Хищенко	
<i>Объединенный институт высоких температур РАН, Москва</i>	
НОВЫЕ ЗАДАЧИ МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ЯТЦ	29
А. Ю. Шадрин	
<i>Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли «Наука и инновации» Госкорпорации «Росатом», Москва</i>	

КОРРОЗИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ НА ОСНОВЕ НИКЕЛЯ ВО ФТОРИДНОМ РАСПЛАВЕ В НЕИЗОТЕРМИЧЕСКИХ УСЛОВИЯХ	29
<i>В. А. Шелан, В. Г. Субботин, Д. В. Хмельницкий, Р. Р. Фазылов, М. Н. Белоногов, Е. А. Леви, П. А. Санникова, И. В. Санников</i> ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
СИСТЕМА КОДОВ ДЛЯ РАСЧЕТНОГО СОПРОВОЖДЕНИЯ И ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЙ ЗАМЫКАЮЩИХ ПЕРЕДЕЛОВ ЗЯТЦ ПРИ ИХ РАЗРАБОТКЕ, ПРОЕКТИРОВАНИИ, КОНСТРУИРОВАНИИ ОБОРУДОВАНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ	30
<i>О. В. Шмидт</i> АО «Прорыв», Москва	
ИССЛЕДОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ФТОРИДА ПЛУТОНИЯ В РАСПЛАВЕ НА ОСНОВЕ ФТОРИДОВ ЛИТИЯ И БЕРИЛЛИЯ	31
<i>О. В. Шульц, Д. В. Хмельницкий, Н. Д. Дырда, Р. Р. Фазылов, П. А. Санникова, И. В. Санников, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, В. А. Шелан</i> ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск	
АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ	33

Моделирование технологий ядерного топливного цикла:

Сборник тезисов докладов X научного семинара 14–18 марта 2022 г. – Снежинск

**Тезисы докладов публикуются в авторском изложении
без корректорской и редакторской правок.**

