

IX

научный семинар

Моделирование технологий ядерного топливного цикла

3 – 7 февраля 2020 г.
РФЯЦ–ВНИИТФ, г. Снежинск

УДК 621.039.516.4

М74

Моделирование технологий ядерного топливного цикла: сборник материалов IX научного семинара 3 – 7 февраля 2019 г. – Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ, 2020. – 54 с.: ил.

ISBN 978-5-902278-96-2

Настоящее издание является сборником тезисов докладов, представленных в рамках IX 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 978-5-902278-96-2

© ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ
им. академ. Е. И. Забабахина», 2020

РАСПРОСТРАНЕНИЕ ПЛАМЕН В ВОДОРОДО-ВОЗДУШНЫХ СМЕСЯХ ВБЛИЗИ НИЖНИХ КОНЦЕНТРАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ

Н. Б. Аникин, А. В. Павленко, В. А. Симоненко, А. А. Тяктев, И. Л. Бугаенко, А. Ю. Пискунов

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

E-mail: A.V.Pavlenko@vniitf.ru

Представлены результаты экспериментальных исследований пламён в водородо-воздушных смесях вблизи нижних концентрационных пределов распространения пламени. Исследования проводились при комнатной температуре в вертикально расположенной трубе квадратного сечения 138×138 мм². Распространение пламени регистрировалось теневым методом с помощью скоростной видеокамеры и прибора ИАБ–451. С помощью тензодатчиков измерялось давление в трубе от времени.

В первой серии эксперименты проводились в закрытой трубе длиной 1490 мм в сухих смесях с объемной концентрацией водорода в диапазоне $[H_2] = 4.5–6$ %. Исследовалось распространение вверх пламени, инициированного в 145 мм от нижней стенки трубы.

Во второй серии эксперименты проводились в трубе длиной 950 мм в смесях с объемной концентрацией $[H_2] = 8.1–9.5$ %. Исследовалось распространение вниз пламени, инициированного в 145 мм от верхней стенки трубы. В отличие первой серии, во второй были проведены эксперименты, как в сухих смесях, так и в смесях с влажностью близкой к 100%, а также эксперименты в частично открытой на атмосферу трубе.

Распространение пламён вблизи нижних концентрационных пределов в значительной мере контролируется всплытием продуктов сгорания под действием силы Архимеда, что наглядно продемонстрировали проведённые эксперименты обеих серий.

Во второй серии было показано, что на распространение пламени вниз существенно влияют пары воды. Как открытый, так и закрытый канал трубы, хотя и по разному влияют на распространение пламени вниз.

ДИФфуЗИЯ ФАСЕТОЧНЫХ ПУЗЫРЕЙ В ОЦК-УРАНЕ: АТОМИСТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И КИНЕТИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ

А. С. Антропов, В. В. Стегайлов

Объединенный институт высоких температур РАН, г. Москва

E-mail: antropov@phystech.edu

Наличие устойчивых граней у пузыря в кристаллической решетке может значительно влиять на его коэффициент диффузии, однако теория этого явления разработана не до конца. Атомистическое моделирование может служить мощным инструментом для детального изучения механизмов движения пузырей. В работе рассматривается движение пузырей в ОЦК решетке урана, имеющих устойчивые грани ориентации $[110]$. Используется новый метод [1] неравновесного моделирования направленного движения пузырей в градиенте давлений, позволяющий рассчитывать коэффициент диффузии пузырей нанометрового размера. Показано, что диффузия фасеточных пузырей связана с образованием террас нового слоя в устойчивых гранях. Рассчитана энергия образования критической террасы, показано, что эта энергия отличается от случая террасы на бесконечной плоскости.

Показано, что пузыри в кристаллической решетке ОЦК урана радиусом от 12 до 90 Å принимают форму многогранников с выраженными плотноупакованными сторонами $[110]$. При этом площадь граней типа $[110]$ растет с ростом размеров пузыря.

Рассчитаны энергии и энтропии образования междоузлий, вакансий и их кластеров на поверхности $[110]$.

Реализован метод расчета скорости движения пузыря под действием градиента давления и с помощью него рассчитаны коэффициенты диффузии пузырей для радиусов 9 и 12 Å и температур от 1300 до 1400 К. Рассчитана энергия активации процесса диффузии пузырей та-

кого радиуса в ОЦК уране: $E^{act} = 2.18$ Эв. Энергия активации для радиусов 9 и 12 Å совпадает с большой точностью.

Уточнена теория Бира [2], согласно которой перемещение фасеточного пузыря связано с перемещением устойчивых граней. Показано, что как на передних, так и на задних гранях переходным состоянием является критическая терраса из поверхностных вакансий. Проведены оценки количества вакансий в критической террасе. Показано, что энергия образования террасы таких размеров на грани пузыря существенно меньше, чем на бесконечной плоскости. Таким образом, нельзя применять для расчета энергии террасы, значения для бесконечной плоскости. Этот факт может объяснить несовпадение теории Бира с экспериментальными данными.

Список литературы:

2. Антропов А.С., Озрин В.Д., Стегайлов В.В., Тарасов В.И. Связь поверхностной самодиффузии и подвижности пузырей в твердом теле: теория и атомистическое моделирование // ЖЭТФ, – 2019. Т. 156, № 1. с. 125–134.
3. Beere W. Transport kinetics in faceted bubbles // Journal of Nuclear Materials, – 1972, Т. 45, № 2., с. 91–95.

К РАЗРАБОТКЕ МЕТОДИК ИСПЫТАНИЙ РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА

Е. В. Безгоднов^{1,2}, В. А. Симоненко¹, В. М. Крюков¹

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

²Снежинский физико-технологический институт НИЯУ МИФИ, г. Снежинск

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

В 2018 г. в РФЯЦ–ВНИИТФ были разработаны первые версии методик испытаний рекомбинаторов водорода по определению стартовых характеристик и предела воспламенения [1]. В камере БМ-П объемом 15 м³ имитировалось длительное нахождение рекомбинатора в контейнменте с водородосодержащей парогазовой смесью. Это достигалось путем создания квазистационарных условий среды вокруг рекомбинатора за счет охлаждения смеси и постоянной подпитки сжигаемого водорода и кислорода на периферии камеры. Потоки газов, создаваемые вентиляторами, были организованы таким образом, чтобы скорость смеси около рекомбинатора была существенно ниже скорости конвективного потока, генерируемого рекомбинатором.

Подобная постановка испытаний имеет ряд недостатков. Во-первых, учитывается только один тип возможного взаимодействия водородосодержащей парогазовой смеси с рекомбинатором («покояющаяся» газовая смесь). В случае возникновения струйных истечений под рекомбинатором или отражений струй и шлейфов газов от стен помещений смесь может поступать в рекомбинатор снизу или сверху под напором с различной скоростью [2]. Характеристики рекомбинатора при таких различных типах взаимодействия со смесью могут существенно отличаться, что необходимо учитывать при обосновании безопасности. Во-вторых, поскольку добавление водорода и кислорода и охлаждение смеси осуществлялось в одной камере с рекомбинатором, то имеются локальные области с различными параметрами среды, что также может повлиять на характеристики рекомбинатора. В-третьих, имеются неопределенности по тепловому балансу во время работы рекомбинатора, а именно отсутствует информация по стоку тепла в стенки камеры. Эти данные важны для задания начальных и граничных условий при проведении численных расчетов и корректного сравнения с результатами испытаний.

В докладе будут рассмотрены новые постановки испытаний рекомбинаторов водорода. Усовершенствования будут заключаться в использовании двух камер БМ-П, закольцованных сифонами. Подготовка и охлаждение смеси будет производиться в одной из камер. Будет реализована возможность создания напорной газовой струи сверху и снизу с разной скоростью.

Список литературы:

1. Безгодов Е.В., Давлетчин Ю. Ф., Мошкин Д. Л. и др. Методы определения характеристик и особенности работы пассивных каталитических рекомбинаторов водорода. – МТЯТЦ: сборник VIII Научного семинара 28 января – 1 февраля 2019 г. – г. Снежинск: Изд. РФЯЦ–ВНИИТФ, – 2019. с. 48., ил.
2. Кириллов И. А. Харитонов Н. Л., Шарафутдинов Р. Б. и др. Обеспечение водородной безопасности на атомных электростанциях с водоохлаждаемыми реакторными установками. Современное состояние проблемы. – Ядерная и радиационная безопасность. – 2017 г., № 2(84), с. 12.

АНАЛИТИЧЕСКОЕ И ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОВОГО И НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ ПУНКТА ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

А. П. Бекетов¹, А. В. Абрамов¹, Г. Н. Рыкованов¹, А. Н. Хрулев¹, А. О. Чернявский²

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

²ЮУрГУ (НИУ), г. Челябинск

E-mail: A.V.Abramov@vniitf.ru

Рассматривается задача расчета теплового и напряженного состояния (НС) вмещающих и окружающих пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) гранитных пород. Для моделирования тепловых процессов и напряженного состояния в ПГЗРО использовался метод конечных элементов (МКЭ) и аналитические решения. Полученные результаты описывают пространственное и временное изменение температуры и НС внутри объема ПГЗРО и окружающей породы, как цельного массива, на период до 500 лет после начала помещения в скважины контейнеров с высокоактивными радиоактивными отходами (РАО) 1 класса опасности.

В результате сопоставления тестовых расчетов в центрально-симметричной постановке, реализованных аналитически и МКЭ, предложен критерий по оценке качества сетки конечных элементов. Аналитические решения хорошо согласуются с численными решениями (МКЭ), что обеспечивает определенную уверенность в корректности численных процедур.

Результаты решения рассмотренных задач показывают, что в течении небольших промежутков времени температура в ограниченном объеме ПГЗРО только от действия тепловых источников РАО 1 класса опасности может превысить 100 °С, при этом расчетные значения растягивающих, сдвиговых и сжимающих напряжений во вмещающей породе достигают предел прочности гранита.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИНДУКЦИОННОГО ПЛАВИТЕЛЯ С «ХОЛОДНЫМ» ТИГЛЕМ ДЛЯ ОСТЕКЛОВАНИЯ ВАО

Е. А. Белоногова, А. А. Бочкарева, И. Р. Макеева

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

E-mail: e.a.belonogova@vniitf.ru

Индукционный плавитель с «холодным» тиглем (ИПХТ) используется для отверждения в стекланные матрицы жидких высокоактивных отходов (ВАО) модуля переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Процесс плавления в ИПХТ основан на поглощении электромагнитных (ЭМ) волн в электропроводном расплаве стекла с выделением джоулева тепла. В настоящее время технология плавки с использованием «холодного» тигля является

наиболее перспективной по сравнению с печами прямого электрического нагрева, поскольку обеспечивает нагрев материала без непосредственного контакта с ним, характеризуется большей удельной производительностью, позволяет получить более высокие температуры и высокочистые материалы.

В 2019 г. в рамках работ по проектному направлению «Прорыв» в РФЯЦ–ВНИИТФ разрабатывалась физико-математическая модель ИПХТ, предназначенная для численного исследования нагрева стекломассы. Расчетная модель состоит из цилиндрического водоохлаждаемого тигля, в который загружен расплав стекла, все зеркало которого покрыто шихтой. В придонной части тигля учитывается кристаллизационная часть расплава (гарнисаж), боковой гарнисаж определяется при задании граничных условий теплообмена.

Математическая модель плавления стекломассы в ИПХТ определяется уравнениями процессов теплопереноса, электромагнетизма и гидродинамики. Разработана модель при помощи открытого и свободно распространяемого CFD-кода OpenFoam [1]. Для расчетов используется модифицированный решатель на базе стандартного решателя chtMultiRegionFoam [2], позволяющего моделировать нестационарные процессы теплообмена между твердыми и жидкими веществами.

Исходными данными модели являются параметры индуктора и тигля, начальная температура расплава, тигля и шихты, температура охлаждающей воды, магнитная индукция. Значение магнитной индукции определено в результате совместного расчета теплового баланса и электрических параметров ИПХТ [3].

Разработанная модель ИПХТ позволяет рассчитывать электромагнитные и температурные поля расплава, поля скоростей, плотностей и давлений, а также проводить оценку влияния параметров аппарата и режимов проведения процесса на распределение температурных полей. Модель может быть использована для исследования изменения температуры расплава при увеличении напряжения тока индуктора.

В результате проведенных тестовых расчетов определены зависимости температуры от времени на поверхности расплава и шихты. Полученные результаты удовлетворительно согласуются с соответствующими экспериментальными данными для варки фосфатного стекла в режиме температурной выдержки.

Список литературы:

1. Программный комплекс OpenFoam [Электронный ресурс]. – <http://www.OpenFOAM.org>.
2. Implementation of multiple time steps for the multi-physics solver based on chtMultiRegionFoam [Электронный ресурс]. – http://www.tfd/chalmers.se/~hani/kurser/OS_CFD_2016/YuzhuPearlLi/final_report_Jan2017.pdf
3. Петров Ю.Б. Индукционная плавка окислов. – Л.: Энергоатомиздат. Ленингр. отд-е. – 1983.

РАЗРАБОТКА ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ АППАРАТОВ МП И МФР

**П. Е. Беляев^{1, 2}, И. Р. Макеева^{1, 2}, Д. А. Мастюк¹, Е. Е. Пигасов^{1, 2},
У. Ф. Шереметьева¹, А. А. Бочкарева¹**

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

²ФГАОУ ВО ЮУрГУ (НИУ), г. Челябинск

E-mail: belyaevpe@vniitf.ru

Для обоснования безопасности технологических процессов пристанционного топливного цикла (ПЯТЦ) в рамках работ по проектному направлению «Прорыв» в РФЯЦ–ВНИИТФ разрабатываются гидродинамические модели процессов, протекающих в центробежном экстракторе, аппарате растворителя и боксе дозирования с автоматическими весовыми дозами. Для обоснования безопасности проведения процессов необходимо рассчитывать распределение концентраций компонентов с учетом протекания химических реакций, тепловыделения и потоков в аппаратах, емкостях и внутри защитных барьеров.

В основе существующих технологических схем переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) лежат экстракционные процессы. Экстракция – процесс разделения смеси жидких или твердых веществ с помощью избирательных растворителей (экстрагентов). Процесс экстракции включает три последовательные стадии: смешение исходной смеси веществ с экстрагентом; механическое разделение (расслаивание) двух образующихся фаз; удаление экстрагента из обеих фаз и его регенерация с целью повторного использования [1].

Для разработки гидродинамической модели экстрактора выбран свободно распространяемый программный пакет OpenFOAM [2]. В результате работы разработана методика проведения гидродинамических расчетов многофазных процессов для моделирования камеры разделения центробежного экстрактора. Модель позволяет определять застойные зоны, зависимость эффективности разделения компонентов от геометрических параметров аппарата и технологических параметров проведения процесса.

Бокс установки дозирования предназначен для дозированной подачи компонентов: диоксида плутония (при рефабрикации СНУП топлива – мастер смеси U-Pu-Np или U-Pu-Np-Am), диоксида урана (при рефабрикации СНУП топлива – оксида регенерированного урана с МП ОДЭК), углерода и скрапа в установку вихревого размол и входит в состав участка дозирования, смешения и гранулирования линии карботермического синтеза нитридных порошков [3]. Модель описывает физические процессы, характерные для работы бокса дозирования и может применяться для моделирования штатной работы и аварийных ситуаций.

Растворитель предназначен для отделенного от оболочек твэлов окисленного СНУП ОЯТ, окисленного неретикулируемого скрапа и брака МФР, а также сплава металлических актиноидов [4]. Разработанная модель позволяет оценить распределение температур в аппарате и эффективность проведения процесса в зависимости от технологических параметров.

При разработке моделей растворителя и бокса дозирования для определения характеристик газодинамических течений была использована модифицированная модель Р.И. Нигматуллина [5]. Расчеты проводились с использованием алгоритмов, основанных на идеологии метода В.Ф. Куропатенко [6–9].

Список литературы:

1. Иванов Г.Н., Гидравлика и теплотехника: учебное пособие / – Тверь: изд. ТГТУ, 2008. 188 с.
2. [Электронный ресурс]. – <http://www.OpenFOAM.org>.
3. Бокс установок дозирования диоксида плутония, диоксида урана, углерода и скрапа. Руководство по эксплуатации. А.48.237.000.РЭ.
4. Установка растворения СНУП ОЯТ: Пояснительная записка к техническому проекту А.138.1172.000ПЗ / АО «Сверд.НИИхиммаш», 2017.
5. Ковалёв Ю.М., Ковалёва Е. А., Пигасов Е. Е. Анализ некоторых модификаций метода крупных частиц на примере исследования течений газозвесей. // Вестник ЮУрГУ. Серия: Математика. Механика. Физика. – 2015, Т. 7, № 3.
6. Куропатенко В.Ф., Модели механики сплошных сред / – Челябинск: ЧГУ, – 2007, 303 с.
7. Беляев П.Е., Мастюк Д. А., Пигасов Е. Е., Макеева И. Р. / Обобщение применения метода Куропатенко в расчёте газодинамических явлений для использования с неортогональной эйлеровой сеткой. // Всероссийской научная сессия НИЯУ МИФИ» по направлению «Инновационные ядерные технологии», 19–22 декабря 2018 г.
8. Мастюк Д.А., Пигасов Е. Е., Макеева И. Р., Беляев П. Е. / Применение метода Куропатенко для численного решения газодинамических задач на ортогональных эйлеровых сетках. // Всероссийской научная конференция «Научная сессия НИЯУ МИФИ» по направлению «Инновационные ядерные технологии», 19–22 декабря 2018 г.
9. Пигасов Е.Е., Макеева И. Р., Мастюк Д. А., Беляев П. Е./ Модельно – ориентированный подход к решению газодинамических задач. // Всероссийской научная конференция «Научная сессия НИЯУ МИФИ» по направлению «Инновационные ядерные технологии», 19–22 декабря 2018 г.

О ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОЙ ПОДКРИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЕ С ИСТОЧНИКОМ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПРОТОНОВ

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

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

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

Одним из возможных способов трансмутации минорных актинидов (МА), накапливающихся в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ) тепловых и быстрых реакторов, является их сжигание в электроядерной установке (ЭЛЯУ), представляющей собой подкритический реактор (бланкет), управляемый внешним источником нейтронов. В качестве источника обычно рассматривают ускоритель мощностью 10 – 50 МВт, генерирующий пучок протонов энергией ~ 1 ГэВ, бомбардирующих мишень и генерирующих нейтроны в результате ядерных реакций расщепления [1]. Бланкетом в ЭЛЯУ может служить жидкосолевой подкритический реактор с растворёнными в нём актинидами. Достоинства такого подхода заключаются в отсутствии необходимости изготовления топливных таблеток и твэлов, возможности организации непрерывной (порционной) переработки топливной композиции, что упрощает поддержание уровня подкритичности бланкета в течение продолжительного времени, и в возможности достижения высокой производительности трансмутации МА благодаря их высокому содержанию в топливе [2]. Критическая система на основе расплавов солей характеризуется малой долей запаздывающих нейтронов (0.15...0.2%), что обусловлено циркуляцией топливной композиции по контуру. Это может существенно усложнить систему управления и защиты и в целом снизит ядерную безопасность системы ввиду необходимости работы реактора на уровне надкритичности, не превышающем долю запаздывающих нейтронов. Для жидкосолевого подкритического реактора, управляемого внешним источником нейтронов, такая необходимость отсутствует, что минимизирует риск аварий, связанных с вводом большой реактивности.

В работе на основе расчетов переноса высокоэнергетических протонов по программному комплексу «HANDRA» [3], совместного расчета переноса нейтронов и эволюции нуклидного состава топлива по программному комплексу ПРИЗМА+РИСК [4,5] исследуются характеристики трансмутации МА в подкритической жидкосолевой системе с внешним источником нейтронов. Рассмотрены зависимость выхода нейтронов от материала и геометрии мишени, энергии и тока протонов и выполнена оценка производительности трансмутации для выбранного варианта системы.

Список литературы:

1. Колесов В.Ф. Электроядерные установки и проблемы ядерной энергетики: монография / Саров: ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», 2013.
2. Пономарев Л.И., Дегтярев А.М., Мясников А.А., Коляскин О.Е. и др. Жидкосолевой подкритический реактор-сжигатель трансплутониевых изотопов. – Атомная энергия, 2013, Т.114, вып.4, с.225–232.
3. Модестов Д.Г., Самарин С.И., Плохой В.В. Использование программного комплекса RAMCES для оценки возможности исследования np-рассеяния на ловушках больших ускорителей. Исследования в гигантских импульсах тепловых нейтронов от импульсных реакторов и в ловушках больших ускорителей: Дубна: ОИЯИ, 2005. с.59-70.
4. Зацепин О.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А. и др. Расчёты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000. – Вопросы атомной науки и техники: серия «Физика ядерных реакторов», -2011, вып.4, с.64-74
5. Модестов Д.Г. Программа решения задач ядерной кинетики РИСК-2014: Препринт РФЯЦ–ВНИИТФ № 243, 2014.

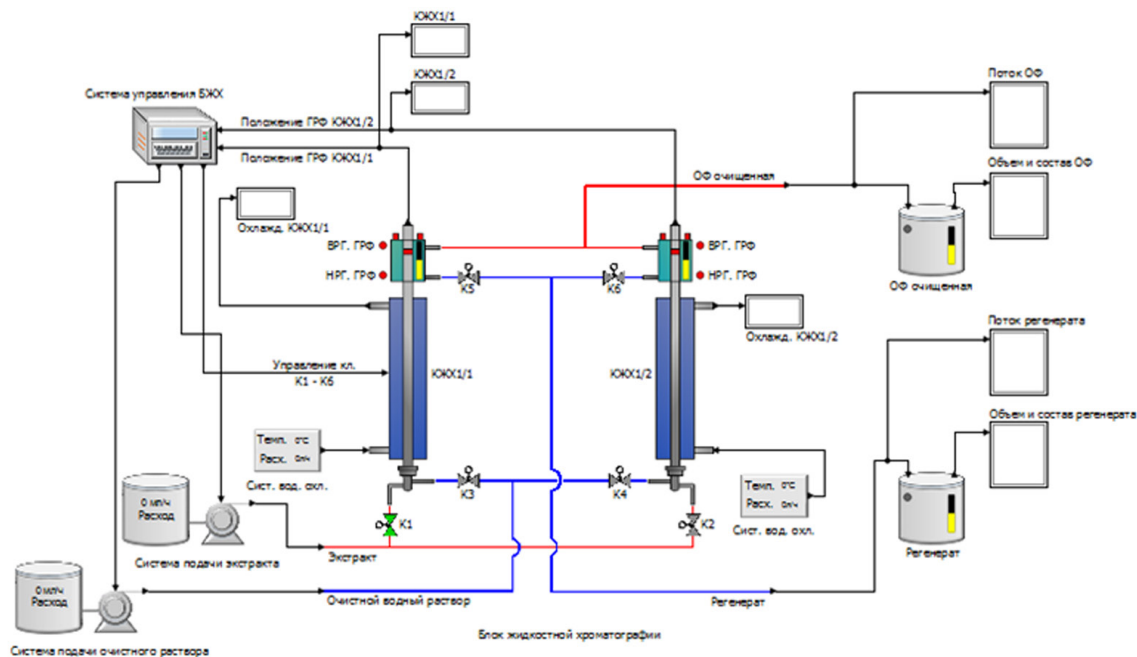
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ЖИДКОСТНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ В КОД ТП

А. И. Гожимов, С. Н. Ливенцов, А. О. Плетнев, А. А. Полосин

НИ Томский политехнический университет, г. Томск

E-mail: aig3@tpu.ru

Сотрудниками Томского политехнического университета в рамках проекта «Прорыв» разрабатывается программный комплекс «Код оптимизации и диагностики технологических процессов» (КОД ТП), предназначенный для численного моделирования технологических процессов модулей ЗЯТЦ. В модуль переработки СНУП ОЯТ включены два блока жидкостной хроматографии, один из которых предназначен для очистки экстракта урана и плутония от продуктов деления, а второй для очистки экстракта урана от технеция и плутония. Математическая модель блока жидкостной хроматографии включена в состав КОД ТП в виде отдельного модуля.



Модель блока с системой управления в КОД ТП

Математическая модель процесса жидкостной хроматографии представлена дифференциальным уравнением с переменными коэффициентами и запаздыванием, параметры которого были получены путем аппроксимации экспериментальных данных. На основе полученного уравнения получена передаточная функция объекта управления и была построена модель блока жидкостной хроматографии с системой управления и вспомогательными системами.

С помощью вычислительного эксперимента в среде имитационного моделирования КОД ТП был проведен анализ адекватности модели процесса, эффективности системы управления и разработаны рекомендации по модернизации технологической схемы для повышения надежности. Модель доработана для имитации возможных неполадок оборудования.

БЕСПАРАМЕТРИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ВОДОРОДНОЙ ВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ НА АЭС С ПОМОЩЬЮ КОДА CABARET-SC1

В. Ю. Глотов, А. А. Канаев, А. Е. Киселев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, г. Москва

E-mail: glotov@ibrae.ac.ru

С 2017 г. в ИБРАЭ РАН для численного моделирования задач анализа водородной безопасности на АЭС разрабатывается CFD-код CABARET-SC1 [1]. Аппроксимация уравнений гидродинамики в коде основана на методике КАБАРЕ [2], позволяющей рассчитывать турбулентные течения на сетках с неполным разрешением масштабов турбулентности без использования настроечных параметров. Получаемое численное решение зависит только от степени дискретизации расчетной области, окончательный выбор которой основан на математическом критерии – анализе сходимости решения.

Значительный объем валидационной базы для кода CABARET-SC1 представлен экспериментами международных проектов ERCOSAM-SAMARA, HYMERES, HYMERES-2 [2–4]. Эти проекты в совокупности представляют собой исследования, направленные на изучение относительно медленно протекающих процессов формирования и разрушения стратификации водорода, возникающих под защитной оболочкой реактора во время тяжелых аварий на АЭС. В докладе представлены результаты валидации кода на экспериментах по разрушению стратификации легкого газа струей пара, взаимодействующей с препятствием (эксперимент HYMERES HP1.8) и перемешиванию газов при одновременной работе систем безопасности (рекомбинатора водорода и конденсатора) (эксперимент HYMERES HP2_1_2).

Список литературы:

1. Большов Л. А., Глотов В. Ю., Головизнин В. М., Канаев А. А., Киселев А. Е., Юдина Т. А. Валидация кода CABARET-SC1 на экспериментах по водородной взрывобезопасности на АЭС. – Атомная энергия. – 2019, Т. 127, № 4, 18–23 с.
2. Головизнин В. М., Зайцев М. А., Карабасов С. А., и др. Новые алгоритмы вычислительной гидродинамики для многопроцессорных вычислительных комплексов. – М.: Из-во МГУ им. Ломоносова. – 2013, 472 с.
3. Paladino D., Guentay S., Andreani M., et al., The Euroatom-Rosatom ERCOSAM-SAMARA projects on containment thermal-hydraulics of current and future LWRs for severe accident management. – In: ICAPP 2012, USA, – 2012, p. 1359–1368.
4. Paladino D., Mignot G., Kapulla R., et al. OECD/NEA HYMERES project: for the analysis and mitigation of a severe accident leading to hydrogen release into a nuclear plant containment. – In: ICAPP – 2014, USA, – 2014, p. 1314–1322.
5. AGREEMENT ON THE OECD/NEA HYMERES Phase 2 PROJECT HYdrogen (Mitigation Experiments for Reactor Safety to resolve complex safety relevant issues for the analysis and mitigation of a severe accident leading to hydrogen release into a nuclear plant containment and suppression pressure pool system issues).

РАЗВИТИЕ РАСЧЕТНОГО ИНСТРУМЕНТА STEM ДЛЯ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ

А. В. Гурин, П. С. Теплов, Е. А. Бобров, П. А. Фомиченко

НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

E-mail: Gurin_AV@nrcki.ru

Обоснование стратегических направлений развития ЯЭС России требует постоянной разработки и актуализации расчетных инструментов и методических основ. Требования обоснования

вания конкурентоспособности современной ядерной энергетики, в частности, за счет перехода к двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами определяют необходимость разработки соответствующего инструмента технико-экономического моделирования материальных и экономических показателей развития ЯЭС.

Целью доклада является представление результатов модернизации расчетного инструмента «STEM ДЯЭС», созданного в НИЦ «Курчатовский институт» для комплексного технико-экономического анализа двухкомпонентной ядерной энергетической системы и результатов разработки базы данных эксплуатационных и материальных параметров топливных загрузок действующих и перспективных энергетических реакторных установок.

Также в докладе представлены результаты разработки исходной версии нового программного средства ТЭМ ЯЭС, в основу которого легли наработки расчетного инструмента STEM. Рассмотрены основные модели, интегрированные на единой платформе, и связи между ними. Описан пользовательский интерфейс. Представлены основные возможности программного средства и обсуждены перспективы его развития.

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ В УСЛОВИЯХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ЗНАНИЙ О БУДУЩЕМ

А. Ф. Егоров, А. В. Зродников, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев, В. М. Декусар, О. С. Гурская

АО «ГНЦ РФ Физико-энергетический институт им. А. И. Лейпунского», г. Обнинск

E-mail: afegorov@ippe.ru

В работе предлагается подход к расчетному обоснованию поэтапного перевода атомной энергетики России в режим двухкомпонентной ЯЭС с централизованным замкнутым ЯТЦ, основанный на использовании методов многокритериального анализа. При этом рассматриваются варианты развития ядерной энергетики, учитывающие неопределенность будущего.

Для учёта разнообразных тенденций развития ядерной энергетики были выделены три группы сценариев развития ЯЭ России. Первая группа – это растущие сценарии, вторая группа сценариев предполагает, что после некоторого времени роста установленных мощностей произойдёт выход на стационарный уровень, третий тип сценариев моделирует снижение установленных мощностей ядерной энергетики в стране после некоторого их роста. Внутри каждой группы предполагалось три типа сценариев с одинаковым изменением мощностей. Первый – референтный, только с реакторами на тепловых нейтронах. Другие два – двухкомпонентные: со «своевременным» вводом реакторов на быстрых нейтронах (базовый сценарий) и отложенным вводом быстрых реакторов.

Для выбора наиболее предпочтительных сценариев технологического развития и оценки эффективности ЯЭС использовался ограниченный набор системных критериев выбора и показателей эффективности, охватывающий экономику, экспортный потенциал, конкурентоспособность, эффективное обращение с ОЯТ и РАО, потребление природного урана.

Важным этапом данной работы являлся анализ неопределённостей исходных данных, используемых для получения критериев, и распределения их весов. Представлены результаты сравнения выбранных ЯЭС с использованием многокритериального анализа, с учетом неопределённостей значений критериев и их весов.

Результаты многокритериального анализа для всех вариантов групп сценариев показали наибольший потенциал для двухкомпонентной системы. Вариант с отложенным вводом быстрых реакторов имеет более низкий рейтинг среди двухкомпонентных ЯЭС, но более высокий по сравнению с референтной однокомпонентной системой. То есть включение в систему ядерной энергетики быстрых реакторов для всех рассмотренных вариантов развития позволит решить ее системные проблемы, в том числе наиболее важные.

АДАПТАЦИЯ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ САВАРЕТ_SC1 ДЛЯ АНАЛИЗА ЗАДАЧ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А. А. Канаев, В. Ю. Глотов, А. Е. Киселев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, г. Москва

E-mail: kanaev@ibrae.ac.ru

Водород считается одним из наиболее перспективных видов топлива общего назначения в будущем, главным образом потому, что он является энергоэффективным, мало загрязняющим окружающую среду и возобновляемым топливом.

Авария с участием водорода обычно происходит по следующему сценарию: непреднамеренное истечение, перемешивание водорода с воздухом с образованием горючей смеси, воспламенение горючего облака и, в зависимости от условий, пожар или взрыв (дефлаграция или/и детонация).

Незапланированные утечки водорода происходят, преимущественно, из клапанов и соединений. Они могут происходить как в помещении, так и на улице. Утечки могут быть не воспламененными (то есть не реагирующими) или воспламененным (то есть реагирующими).

В настоящее время в транспортных средствах водород чаще всего хранится в виде сжатого газа в резервуарах под давлением величиной до 70 МПа, а заправочная инфраструктура работает при давлениях до 100 МПа. Истечение водорода из-за разрыва клапанов и соединений при таких давлениях образует сильно недорасширенную (давление на выходе из сопла выше атмосферного давления) турбулентную струю, которая ведет себя не так, как расширенные струи (давление на выходе из сопла равно атмосферному давлению). Большинство утечек из систем хранения водорода и оборудования будут представлять собой недорасширенную струю, по крайней мере, в начальной области.

В ИБРАЭ РАН для безпараметрического моделирования ударно-волновых и турбулентных течений в газовых смесях на сетках с неполным разрешением физических масштабов разрабатывается подход, основанный на решении систем гиперболических уравнений с помощью методики (схемы) КАБАРЕ. Этот подход был успешно применен для численного анализа относительно медленных процессов перемешивания и стратификации газовых смесей при условии учета всех определяющих процессов и использования достаточно подробной сеточной модели. Применение такого подхода для решения задач истечения водородной энергетики потребовало адаптации физико-математических моделей, в частности, модели переноса для сверхзвуковых и транзвуковых течений сжимаемых газовых смесей при больших перепадах давления и плотности. В докладе представлены результаты расчетов задач обоснования безопасности водородной энергетики в части оценки выхода, переноса и формирования пожаровзрывоопасных концентраций водорода с помощью адаптированной методики КАБАРЕ.

ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА КОНЦЕНТРАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ ДЛЯ СПОСОБНОСТИ ВОДЯНОГО ПАРА ПОДАВЛЯТЬ УСКОРЕНИЕ ПЛАМЕН В ПАРО-ВОДОРОДНО-ВОЗДУШНЫХ СМЕСЯХ

И. А. Кириллов¹, В. Ю. Плаксин², Н. Л. Харитонова³

¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

²ООО «КинтехЛаб», г. Москва

³ФБУ НТЦ по ядерной и радиационной безопасности, г. Москва

E-mail: kirillov_2003@mail.ru

Ускорение пламени в паро-водородно-воздушных смесях является одной из основных угроз взрывобезопасности для АЭС с ВВЭР и для инфраструктуры водородной энергетики. Водяной

пар широко используется в противопожарной защите в качестве эффективного ингибитора и инертизатора.

Для количественной оценки концентрационных пределов ускорения пламен в последние тридцать лет были предложены различные инженерные корреляции (Дорофеев 1991, Chaumeix 2007). Указанные корреляции используют физико-химические характеристики газовых смесей (коэффициент расширения, число Зельдовича, число Льюиса) и геометрические характеристики для аппроксимации имеющихся экспериментальных наборов данных. Эмпирический подход имеет внутренние ограничения и противоречия и, до настоящего времени, не обеспечивает проверяемых количественных данных о минимальных значениях концентрации пара, которые могут предотвратить возникновение ускорения пламени в тяжелых аварийных условиях.

Чтобы улучшить понимание природы концентрационных пределов и уменьшить диапазон неопределенностей для смесей водород–воздух–пар, где возможно эффективное ускорение пламени, нами был предложен альтернативный подход к оценке концентрационных пределов для ускорения пламен, основанный на неэмпирическом моделировании («из первых принципов»).

В данном докладе представлены результаты применения кинетико-термодинамической (К–Т) модель для количественной оценки концентрационных пределов ускорения пламен для условий тяжелой аварии на АЭС. Используя только фундаментальные кинетические и термодинамические параметры смеси водород–воздух–пар, была вычислена зависимость предельной концентрации пара от начальной температуры газовой смеси (373–813 К) при нормальном давлении (100 кПа), при которой происходит полное подавление ускорения пламени.

Сравнение полученной зависимости с результатами экспериментов позволило выявить противоречия в эмпирическом подходе к оценке пределов ускорения пламен и сформулировать новые экспериментальные и теоретические задачи, направленные на прояснение физической природы перехода от барических дефлаграционных пламен к практически изобарическим шаровым пламенам.

КРИТИЧЕСКИЕ МОРФОЛОГИЧЕСКИЕ ЯВЛЕНИЯ ПРИ СВОБОДНОМ ДВУМЕРНОМ РАСПРОСТРАНЕНИИ ФРОНТОВ ГОРЕНИЯ В УЛЬТРА-БЕДНЫХ ВОДОРОДНО-ВОЗДУШНЫХ СМЕСЯХ В УСЛОВИЯХ, ИМИТИРУЮЩИХ ОТСУТСТВИЕ СИЛЫ ТЯЖЕСТИ

И. А. Кириллов¹, В. П. Денисенко¹, А. С. Мелихов²

¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

²ВНИИПО, г. Москва

E-mail: kirillov_2003@mail.ru

Непротиворечивое и научно обоснованное определение нижнего концентрационного предела для взрывов водородно-воздушных смесей, способных оказывать опасное барическое воздействие, в настоящее время отсутствует. В научной, проектно-конструкторской и нормативной литературе используются несколько значений концентрации водорода, характеризующих концентрационные пределы для различных физико-химических процессов (воспламенение/зажигание, ускорения пламен, детонация).

Экспериментальное исследование околоскритических процессов горения в условиях земной тяжести затруднено эффектами плавучести водородно-воздушных смесей.

Для того, чтобы минимизировать влияние силы тяжести на распространение пламен нами была сконструирована специализированная закрытая ячейка Хеле–Шоу, в которой, с одной стороны, затруднены конвекционные процессы в газовой смеси, а, с другой стороны, тепловые потери из фронта пламени позволяют исследовать свободное распространение фронтов горения практически во всем диапазоне горючести водородно-воздушных смесей.

Цель экспериментов – визуально исследовать основные глобальные (на характерном масштабе экспериментального объема) морфологические особенности свободного двумерного распространения волн горения в закрытой горизонтальной ячейке Хеле–Шоу в сухих, ультрабедных (от 4 до 12 об.%H₂) водородно-воздушных газовых смесях.

В исследуемом диапазоне химических составов обнаружены три характерных морфотипа для свободного двумерного распространения пламени: 1) «непрерывный», 2) «дендритный», 3) «лучеобразный». При последовательном снижении концентрации водорода в смеси зафиксированы два скачкообразных перехода для глобальной морфологии фронта горения. Первый морфологический переход («непрерывное-дендритное» горение) происходит при концентрации [8,9–9,0] об.%H₂. Второй переход («дендритное-лучеобразное» горение) происходит при концентрации [7,1–7,2] об.% H₂. Внутри каждой из трех обнаруженных диапазонов для фиксированной концентрации водорода в смеси в серии экспериментов глобальная морфология (форма и характерные размеры) фронта горения сохраняется, а направление движения основных «ветвей» или «лучей» меняется стохастически.

О КОНЦЕПЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ: МОДЕЛИ АВАРИИ

И. А. Кириллов¹, В. А. Пантелеев², В. А. Симоненко³,
Н. Н. Пономарев-Степной⁴, Н. Л. Харитонова⁵

¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

²ИБРАЭ РАН, г. Москва

³ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ», г. Снежинск

⁴Росэнергоатом, г. Москва

⁵ФБУ НТЦ по ядерной и радиационной безопасности, г. Москва

E-mail: kirillov_2003@mail.ru

Водородная энергетика в настоящее время в большинстве промышленно развитых стран рассматривается как инновационная область. Скорость промышленного и коммерческого внедрения ее научно-технических разработок будет лимитироваться качеством и уровнем стандартизации не только с точки зрения зрелости технологий и технических систем, но и с точки зрения обеспечения безопасности на всем жизненном цикле водородной энергетике. Использование водорода как коммерческого продукта большим количеством конечных и промежуточных потребителей, не обладающих культурой безопасности, выработанной в химической или атомной промышленности, может привести к значительным рискам. Для того, чтобы избежать тяжелых аварий и снизить гипотетические риски, связанные с водородом, до приемлемого уровня нужна концепция комплексного обеспечения безопасности водородной энергетике.

При разработке концепции обеспечения безопасности водородной энергетике необходимо осмысление и, при необходимости, уточнение и развитие базовых (для теории и практики безопасности систем высокой ответственности) понятий – в частности, понятия «авария».

В настоящее время для обеспечения комплексной безопасности опасных промышленных объектов (ОПО) неявно используется так называемая «линейная модель аварии», в которой авария представляет собой цепочку (граф) событий от «опасности/угрозы» через «инициирующее событие» до «ущерба». Для повышения надежности (способности системы выполнять свою основную функцию) технических подсистем опасных производственных или государственных объектов использование «линейной модели аварии» представляется оправданным и в настоящее время она получила широкое распространение для анализа и лицензирования в промышленности, топливно-энергетическом комплексе, атомной энергетике и других высокорисковых отраслях. Однако, для анализа стойкости (способности выдерживать запроектные

нагрузки и воздействия, затруднять или задерживать эскалацию инцидентов в полномасштабную системную аварию и минимизировать ущерб при реализации каскадной аварии) объектов повышенной опасности в целом ограниченные возможности линейной модели аварии делают ее малополезной для практических применений.

В данной работе описано расширение нелинейной модели Расмуссена-Левисон-Йоханссона для каскадных аварий, которое помимо структурных и функциональных особенностей взаимодействия сетей жизнеобеспечения явно учитывает их поведенческие (процессные) характеристики.

Предложенная модель включает два новых элемента – для реалистичного моделирования инициирования, эскалации, распространения и затухания каскадных аварий помимо стандартных моделей «структура», «функция», 1) необходима разработка четырех дополнительных моделей – «состояние», «процесс», «принципы», «контекст», и 2) учитывать три базовых типа внутри- и межсистемных взаимодействий – физических, информационных, когнитивных.

ВЛИЯНИЕ СЖИГАНИЯ ДОЛГОЖИВУЩИХ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ АМ И НР НА ТЕМПЫ НАКОПЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ С МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ

Н. А. Коваленко, С. А. Субботин, Е. А. Бобров

НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

E-mail: Kovalenko_NA@nrcki.ru

Вопросы трансмутации МА являются актуальными в настоящее время и останутся таковыми до тех пор, пока будет осуществляться генерация электроэнергии за счет реакции деления. Определенный интерес представляют собой возможности сжигания МА в РБН и оценка влияния на накопления плутония в АЗ и боковых экранах РБН.

Целью доклада является представление результатов расчетов РБН на металлическом U-Pu-10% Zr топливе с различным содержанием МА.

Рассмотрены варианты различных загрузок в МА в зону разрабатываемого РБН-1000 с целью оценки возможности использования реактора БР, как реактора-выжигателя МА и оценки влияния МА на изотопный вектор Pu.

В качестве МА рассматривались нуклиды ^{241}Am , ^{243}Am и ^{237}Np . Изотопный вектор МА соответствовал ОЯТ ВВЭР-1000 для уранового и смешанного оксидного топлива для ВВЭР-1200 с выгоранием 47 ГВт сут/кг после 10 лет выдержки. При гомогенной загрузке 1% (55 кг) МА равномерно размещивался с металлическим топливом в зоне малого содержания Pu (далее ЗМС) при заданной равновесной загрузке. Компенсация $K_{\text{эфф}}$ осуществлялась за счет изменения изотопного вектора Pu. При данной загрузке после 660 эфф. сут. количество ^{237}Np сократилось на 33%, ^{241}Am на 11%. Качество выгружаемого плутония из ЗМС изменилось незначительно (66,5% Pu 9+1 без МА против 65,6% Pu 9+1 с МА). Качество Pu в других зонах осталось при этом неизменным. Дальнейшее рециклирование МА в ЗМС не приводит к значительному сокращению их количества. Было показано, что РБН-1000 с металлическим топливом можно использовать, как реактора-выжигателя МА. Даже минимальная добавка МА в топливо позволяет сократить их количество. Однако, это может сопровождаться рядом сложностей, связанных с сертификацией данных ТВС, переработкой, повышенным тепловыделением в АЗ.

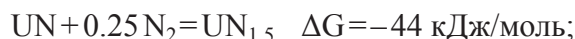
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ UN С АЗОТОМ ПРИ ПОВЫШЕННЫХ ТЕМПЕРАТУРАХ. ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ДАННЫЕ

М. В. Мазанников, А. М. Потапов, Ю. П. Зайков

Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург

E-mail: Mazannikov.m@yandex.ru

В качестве первой стадии переработки нитридного ОЯТ может применяться азотирование при повышенной температуре. При нитрировании таблеток мононитрида урана при температурах 600–800 °С протекают реакции (ΔG при 700 °С):



На рис. 1 показаны результаты термодинамического моделирования равновесного состава системы UN+N₂. Они указывают на последовательное образование UN_{1.5} стехиометрического, сверхстехиометрического состава и, далее, сумму UN_{1.5} + UN₂.

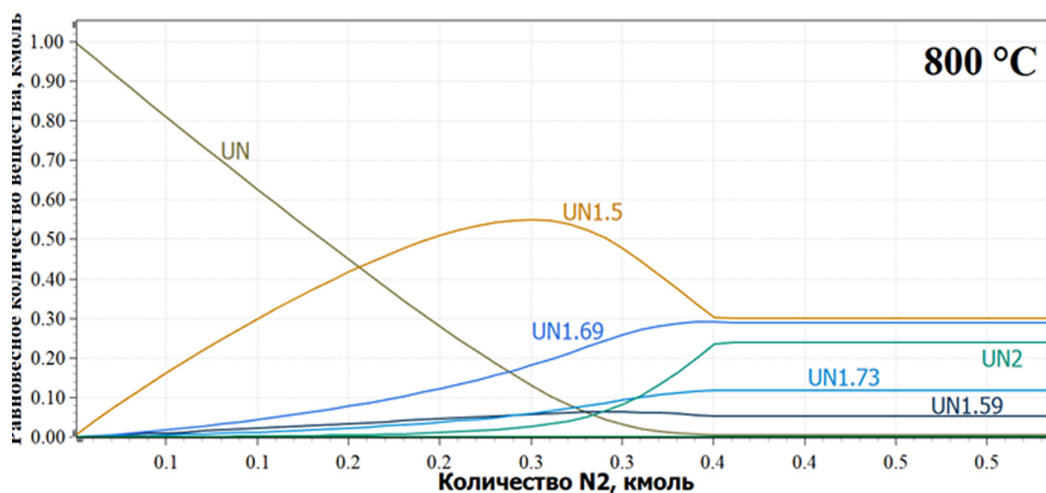


Рис. 1. Результат термодинамического моделирования процесса нитрирования

Кристаллическая решетка UN разрушается, таблетка рассыпается в порошок, а объем нитридов увеличивается примерно на 25%. Это способствует высвобождению летучих продуктов деления, таких как криптон, ксенон, йод и др., а также высыпанию порошка из оболочек.

Был проведен ряд экспериментов по обработке таблетки мононитрида урана азотом при температурах 500, 600, 700 и 800 °С. Фотографии образцов после опытов показаны на рис. 2.



Рис. 2. Результат нитрирования мононитрида урана.

Слева направо 500 °С, 600 °С, 700 °С, 800 °С.

За 4 часа при 500 °С таблетка почти не изменилась, при 600 °С из таблетки получился крупный порошок, при более высоких температурах – мелкий порошок.

РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ЯТЦ

И. Р. Макеева

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

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

В рамках работ по ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период до 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» и технического задания на проектное направление ПРОРЫВ «Новая технологическая платформа: замкнутый ядерно-топливный цикл с реакторами на быстрых нейтронах» разрабатываются технологии замыкания ядерного топливного цикла для перспективных реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым и натриевым теплоносителями. При этом одним из определяющих условий является обеспечение всех видов безопасности: ядерной, радиационной, пожаро-взрыво-безопасности. Традиционно безопасность радиохимических технологий и производств обосновывается с использованием соответствующих экспериментальных данных или на основе информации об аналогичных производствах. При замыкании ядерного топливного цикла большая часть технологий разрабатывается впервые и не имеет аналогов, кроме того, в цикл вовлекаются высокоактивные материалы, экспериментальная работа с которыми затруднена или вовсе невозможна. Поэтому с 2017 г. была начата работа по созданию системы расчетных моделей для обоснования безопасности технологических переделов ядерного топливного цикла.

В рамках этой системы разрабатываются прецизионные гидродинамические и теплофизические модели узлов и аппаратов [1, 2], которые предназначены для моделирования состояния системы в случае нештатной ситуации и достижения критических параметров, таких как предельно допустимые давления и температуры. Для выбора математических моделей и расчетных средств для узлов и аппаратов модулей переработки и фабрикации топлива ОДЭК определяются и классифицируются возможные аварийные ситуации. Комплексность задачи предполагает организация процедуры сквозных расчетов моделей технологических процессов и кодов для расчетной оценки критических характеристик системы с точки зрения ядерной, радиационной и пожаровзрывобезопасности.

В 2019 г. на примере бокса весового дозирования и аппарата растворения ОЯТ продемонстрирована работоспособность выбранного подхода. Геометрические 3D модели аппаратов разработаны на основе конструкторской документации, плотности, состава и массовые характеристики рабочих сред рассчитывались по ПК ВИЗАРТ [3]. Для моделирования тепло-массопереноса и физико-химических процессов использован модуль КЕДР [4] ПК ЯРУС [5]. Полученная в расчетах информация о распределениях концентраций, давлений и температур передавалась 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. Шереметьева У.Ф., Бочкарева А.А., Белоногова Е.А., Макеева И.Р. Разработка методики проведения гидродинамических расчетов многофазных процессов применительно к процессу экстракции, Материалы V всероссийского симпозиума Разделение и концентрирование в аналитической химии и радиохимии, 07–13 октября 2018 г.
2. Бочкарева А.А., Макеева И.Р., Шереметьева У.Ф., Белоногова Е.А., Пешкичев И.В. Разработка гидродинамических и теплофизических моделей технологических процессов ПЯТЦ, Сборник XIV международной конференции ЗНЧ 18–22 марта 2019 г., 173–174 с.
3. Шмидт О.В., Третьякова С.Г., Евсюкова Ю.А., Макеева И.Р., Дубосарский В.Г., Пугачев В.Ю., Рыкунова А.А. Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122, вып.2. – С. 88–92.
4. Беляев П.Е., Макеева И.Р., Мастюк Д.А., Пигасов Е.Е. Моделирование физических процессов в программном комплексе «КЕДР». Сборник трудов ВК «Научная сессия НИЯУ МИФИ–2019» по направлению «Инновационные ядерные технологии», СФТИ НИЯУ МИФИ 18–20 декабря 2019 г., с. 28.
5. Трапезников М.А., Попов И.С., Шереметьева У.Ф. Программный комплекс ЯРУС для моделирования различных режимов работы ядерных реакторов. Модуль нейтронно-физического расчета программа «Арктика»: Препринт РФЯЦ–ВНИИТФ – 2015, № 246.

КОНЕЧНО-ЭЛЕМЕНТНЫЙ АНАЛИЗ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А. И. Манжуров^{1,2}, А. Е. Галашев^{1,2}, Ю. П. Зайков^{1,2}

¹Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург

²ФГАОУ ВО «УрФУ им. первого Президента России Б. Н. Ельцина», г. Екатеринбург

E-mail: Manzhurov99@mail.ru

Электрохимическая переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в солевых расплавах является одним из перспективных способов извлечения урана и плутония в виде металла. После выполнения электрохимической регенерации ОЯТ, в результате которой будут выделены его основные компоненты – уран и плутоний, полученные металлические U и Th могут быть использованы в топливном цикле реакторов на быстрых нейтронах. Причем реакторы на быстрых нейтронах имеют значительно больший коэффициент воспроизведения ядерного топлива, чем реакторы на тепловых нейтронах.

Целью данной работы является изучение влияния геометрии электродов и взаимного расположения функциональных элементов в рабочем пространстве электролизера металлизации, на распределение плотности потока кислорода в электролите, а также на распределение электрического и температурного полей.

В компьютерной модели изучен стационарный режим работы электролизера для переработки отработанного ядерного топлива, погруженного в расплавленную соль LiCl с добавкой Li₂O. Расчеты проводились с использованием программного комплекса ANSYS CFX. Проверка, основанная на сравнении с экспериментальными данными, указывает на адекватность используемых моделей. Рассчитаны поле скорости электролита и поле температуры, а также стационарная картина распределения плотности электрического тока по рабочему пространству электролизера. Определяется эффективность электрохимической ячейки, используемой при восстановлении UO₂ до металлического урана. Изучено влияние геометрических особенностей конструкции электролизера (восемь различных вариаций глубины погружения анодов, корзин и защитных кожухов в расплавленный электролит) на протекающие в нем процессы. Среди различных вариантов рассматривается модифицированная (улучшенная) электрохимическая ячейка, представляющая собой электролизер, аноды которого защищены оболочками. Использование анодов, полностью покрытых чехлами, целесообразно в тех случаях, когда тигель выполнен из никеля, поскольку он позволяет удалять практически весь газ, выходящий через пространство между анодом и оболочкой, тем самым, исключая взаимодействие кислорода с материалом контейнера, в результате чего образуется нежелательный оксид никеля. Электролиз с частично открытыми анодами рекомендуется проводить в керамическом контейнере, поскольку генерируемый кислород распределяется по всему объему электролита. Вблизи боковой поверхности катодной корзины может появиться высокая плотность тока. Это происходит, когда толщина пористого слоя ОЯТ, разделяющего катод и электролит, начинает превышать значение, определенное для данной конструкции электролизера. Причина этого заключается в увеличении электросопротивления слоя с увеличением его толщины вследствие появления извилистости и, возможно, блокирования каналов, по которым движутся ионы.

Работа выполнена в рамках реализации НИОКР «Разработка технологии и оборудования для пирохимической переработки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах» проектного направления «Прорыв».

ИССЛЕДОВАНИЯ РАСТВОРИМОСТИ ИМИТАТОРОВ ФТОРИДОВ ПД И ДМ В РАСПЛАВЕ FLINAK

П. Н. Мушников¹, О. Ю. Ткачева¹, Ю. П. Зайков¹, В. Ю. Шишкин¹,
В. А. Симоненко², Д. В. Хмельницкий²

¹Институт высокотемпературной электрохимии, УрО РАН, г. Екатеринбург

²ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск

E-mail: P.Mushnikov@ihite.uran.ru

Для создания модели жидкосолевого ядерного реактора, кроме прочего, необходимы данные по физико-химическим свойствам расплавленных солей, в частности, величин растворимости продуктов деления и делящихся материалов в соли-носителе.

Определение растворимости (S) фторидов лантанидов и актинилов проводили методом термического анализа кривых охлаждения. Результаты по растворимости фторидов церия, неодима и их смеси в расплавленной эвтектике FLINAK представлены на рис. 1. Значения для всех трех систем совпадают в пределах погрешности измерений

Рис. 1. Растворимость трифторидов церия, неодима и их смеси в расплаве FLINAK

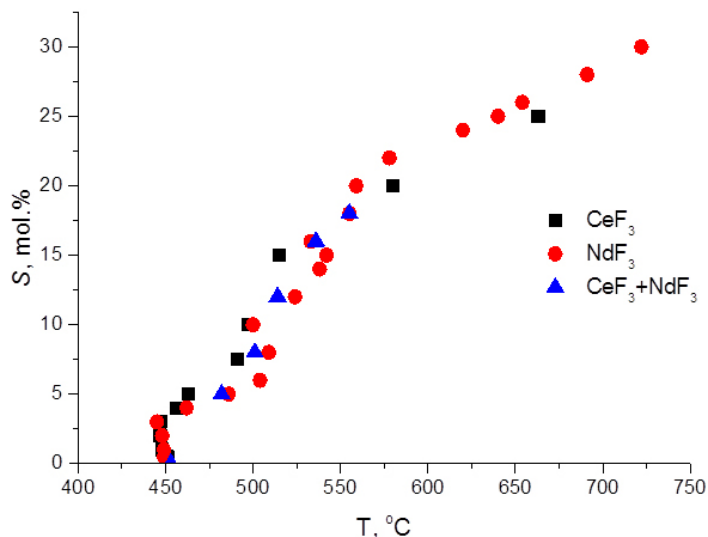
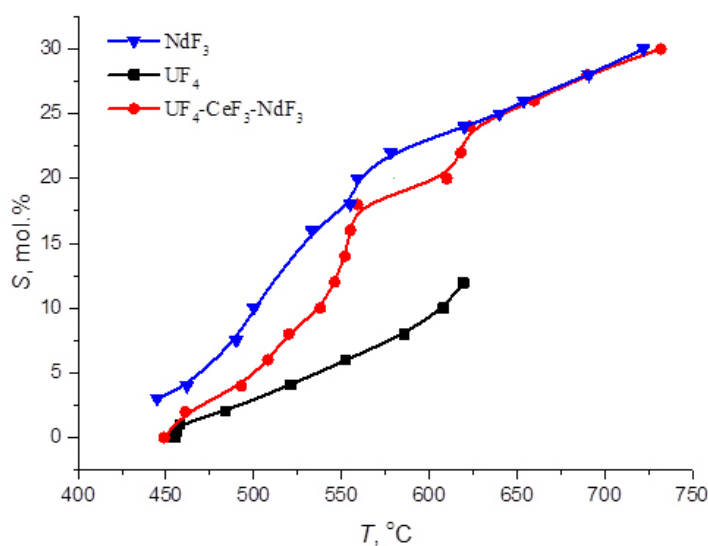


Рис. 2. Растворимость фторидов неодима, урана и их смеси в расплаве FLINAK



На рис. 2 приведены зависимости растворимости трифторида неодима, тетрафторида урана и смеси фторидов неодима, церия и урана. Растворимость фторида актинида несколько ниже, чем фторида РЗМ, а значения их совместной растворимости находятся между значениями растворимости индивидуальных соединений.

НАЧАЛЬНЫЕ СТАДИИ ПРОЦЕССА ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ ДИОКСИДА УРАНА В РАСПЛАВЕ LiCl . МОЛЕКУЛЯРНО - ДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ

К. А. Некрасов^{1, 2}, А. Е. Галашев¹

¹Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург

²ФГАОУ ВО «УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург

E-mail: kirillnkr@mail.ru

В работе рассмотрен процесс электрохимического восстановления кристалла UO_2 в контакте с расплавом $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$. Методом молекулярной динамики проведено моделирование взаимодействия поверхности кристалла с расплавом. Изучены эффекты, обусловленные постепенной потерей кристаллом кислорода при диффузии анионов O^{2-} к аноду через расплав в диапазоне стехиометрии от $\text{UO}_{2.000}$ до $\text{UO}_{1.88}$. Сопоставлены скорости процессов отрыва анионов кислорода от поверхности кристалла UO_2 и диффузии кислорода из объема кристалла на поверхность.

Молекулярно-динамическая модель представляла собой кристаллит UO_2 в форме октаэдра со свободной поверхностью, окруженный расплавом $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$. Внешняя граница расплава находилась в вакууме. Использовали начальные условия трех типов. В первом случае (условия I) расплав LiCl содержал избыточные ионы Li^+ , а также ионы кислорода, компенсирующие заряд избыточного лития. Соответствующая исходная система включала 5857 ионов кислорода, 2720 ионов урана, 17650 ионов хлора и 18510 ионов лития (при суммарном заряде всех ионов, равном $-7e$).

Начальные условия второго типа (II) отличались отсутствием ионов кислорода в расплаве, при сохранении избыточного лития. Избыточный положительный заряд лития компенсировали заменой части ионов U^{4+} в кристалле UO_2 на ионы U^{3+} . Модельная система в этом случае состояла из 5440 ионов O^{2-} , 2283 ионов U^{4+} , 437 ионов U^{3+} и 18080 ионов Cl^- (при суммарном заряде всех ионов, равном $-7e$). Применение таких начальных условий позволило разделить влияния процессов диффузии кислорода из объема и адсорбции кислорода из расплава на распределение кислорода в приповерхностном слое кристалла UO_2 . Начальным условиям третьего типа соответствовала система схожих размеров при отсутствии примеси Li_2O в расплаве LiCl .

Электрохимическую ячейку имитировали созданием в кристалле избыточного заряда $-7e$, обеспечивавшего потенциал -3 эВ относительно бесконечности (такой потенциал применялся, например, в экспериментальной работе [1]). Необходимый отрицательный заряд размещали на ионах U^{4+} , чем моделировали их восстановление до ионов U^{3+} . В ходе вычислительного эксперимента заряд кристалла сохраняли постоянным, катионы U^{4+} переводили в состояние U^{3+} по мере выхода из системы кислорода. Анионы кислорода могли естественным образом отрываться от поверхности и переходить в расплав $\text{LiCl-Li}_2\text{O}$. Считалось, что анионы O^{2-} достигали анода тогда, когда при диффузии в расплаве они удалялись на 20 постоянных решетки от центра масс катионной подсистемы кристалла. По достижении анода, анион O^{2-} удаляли из системы, одновременно преобразуя два катиона U^{4+} в катионы U^{3+} .

Взаимодействие ионов моделировали парными потенциалами [2–4]. Расчеты проводили при температурах от 923 до 2500 °К. К температуре, используемой на практике ($T = 650$ °С = 923 °К [1]) полученные скорости выхода кислорода из системы, как и коэффициенты диффузии кислорода, экстраполировали с использованием уравнения Аррениуса.

В ходе вычислительных экспериментов наблюдались такие эффекты, как

- захват анионов кислорода из расплава поверхностью кристалла UO_2 ;
- диффузионный переход кислорода из объема кристалла на поверхность;
- возрастание концентраций лития и хлора вблизи поверхности кристалла по мере восстановления ионов U^{4+} до состояния U^{3+} .

Полученные оценки коэффициента диффузии анионов O^{2-} в объеме UO_{2-x} при $T = 650$ °С (923 К) попали в диапазон от $2 \cdot 10^{-10}$ см²/с до $7 \cdot 10^{-8}$ см²/с при энергии активации около 1 эВ, в зависимости от степени восстановления урана (стехиометрии) и выбора модельных потенциалов взаимодействия. Рассчитанная энергия активации отрыва кислорода от поверхности кристалла находится в пределах от 1.8 эВ (начальные условия I) до 2.3 эВ (начальные условия II).

Работа выполнена в рамках реализации НИОКР «Разработка технологии и оборудования для пирохимической переработки ОЯТ реакторов на быстрых нейтронах» проектного направления «Прорыв».

Список литературы:

1. Choi E., Kim J., Im H., Choi I., Na S., Lee J., Jeong S. M., Hur J., Effect of the UO₂ form on the electrochemical reduction rate in a LiCl–Li₂O molten salt, *Journal of Nuclear Materials* 437. – 2013, pp. 178–187.
2. Поташников С.И., Боярченко А. С., Некрасов К. А., Купряжкин А. Я. Молекулярно-динамическое восстановление межчастичных потенциалов в диоксиде урана по тепловому расширению. *Международный научный журнал «Альтернативная энергетика и экология»*. – 2007, № 8, с. 43–52.
3. Busker G., Ph.D. thesis, Imperial College, London, – 2002. <<http://busker.org/thesis/>>.
4. Sangster M.J.L., Schröder U., Atwood R. M. Interionic Potentials for alkali halides: I Crystal independent shell parameters and fitted Born–Mayer potentials, *J. Phys. C: Solid St. Phys.*, 11 pp. 1523–1540, –1978.

УСТАНОВКИ РФЯЦ-ВНИИТФ, СОЗДАННЫЕ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

М. В. Никифоров, Е. В. Безгоднов, Ю. Ф. Давлетчин, Д. Л. Мошкин,
С. Д. Пасюков, А. А. Тараканов

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

E-mail: @vniitf.ru

В 2019 году на испытательной площадке РФЯЦ-ВНИИТФ созданы установки для проведения экспериментов по обоснованию безопасности водородной энергетики:

- установка БМ-ЛР предназначена для экспериментальных исследований распространения горючих газовых смесей (водород-воздух, метан-воздух и их смеси) при их струйном истечении в ограниченные помещения с естественной вентиляцией, а также для исследований формирования горючих составов (однородное, стратифицированное) и их горения;
- установка БМ-Т предназначена для исследования ускорения пламени в канале с препятствиями для гомогенных водород-воздушных смесей;
- установка СТРУЯ-120 предназначена для исследований струйного истечения однокомпонентных газов с высокой чистотой из сосудов высокого давления до 120 атм.

В докладе приведено описание созданных установок, средств измерения и регистрации, технологического оборудования, входящих в их состав, а также приведен краткий обзор результатов измерений, полученных в пилотных экспериментах.

РАЗВИТИЕ БАЗ ДАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ МП ОДЭК

И. В. Пешкичев, И. Р. Макеева, В. Ю. Пугачев, В. Г. Дубосарский, Е. С. Александрова

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

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

В рамках работ по созданию системы расчетных моделей и кодов для оценки безопасности технологических переделов ядерного топливного цикла проводятся работы по развитию баз данных термодинамических свойств веществ, характеристик оборудования и конструкционных материалов, пожароопасных свойств горючих веществ.

Выполнен обзор современных отечественных и зарубежных баз данных по свойствам веществ и проведен сравнительный анализ их функциональных возможностей.

Разработана единая БД свойств веществ, предназначенная для обеспечения моделирования технологических процессов ЗЯТЦ информацией о физико-химических свойствах веществ. Единая БД объединяет данные БД «ThermoProperty» (РФЯЦ–ВНИИТФ) и БД SmartDB (ИБРАЭ РАН). Включает данные о свойствах 22250 индивидуальных неорганических и органических веществ. Предусмотрена возможность расширения БД. Физико-химические свойства веществ используются при проведении балансовых расчетов в ПК ВИЗАРТ [1], в автономных моделях технологических процессов и при термодинамическом моделировании в ПК TeDu [2].

Создана база данных характеристик оборудования и конструкционных материалов для модуля переработки и обращения с радиоактивными отходами, содержащая:

- основные технические характеристики оборудования, входящего в технологические узлы МП ОДЭК.
- свойства конструкционных материалов (хим. составы сталей, их термодинамические свойства, коррозионная стойкость, прочностные характеристики, термостойкость, поведение под механическими и пр. нагрузками и др.).

Проведен анализ перечня аварийных ситуаций гидрометаллургического передела МП ОДЭК. Составлен перечень параметров процессов и оборудования, которые влияют на развитие аварийных ситуаций. Составлен перечень пожаровзрывоопасных рабочих сред и собраны данные по критериям воспламенения для них. Разработана база данных и проведено ее первичное наполнение данными по критериям воспламенения.

Список литературы:

1. Шмидт О.В., Макеева И. Р., Ливенцов С. Н. Моделирование технологических переделов ЗЯТЦ, как инструмент при создании и оптимизации технологических производств. // Радиохимия. – 2016, Т. 58, № 4, 316–323 с.
2. Пешкичев И.В., Куропатенко В. Ф., Макеева И. Р. [и др.] // Программный комплекс TeDu для решения задач термодинамического моделирования. Вестник ЮУрГУ ММП. – 2018. Т. 11, № 1. 84–94 с

МОДЕЛИРОВАНИЕ СИСТЕМ ДОЗИРОВАНИЯ ИСХОДНОГО ПЛАВА В ЛИНЕЙНОМ КРИСТАЛЛИЗАТОРЕ В КОД ТП

А. О. Плетнев, А. И. Гожимов, А. А. Полосин, С. Н. Ливенцов

НИ Томский политехнический университет, г. Томск

E-mail: aopl066@gmail.com

В рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются программные комплексы, предназначенные для расчета и анализа технологических процессов, протекающих на этапах замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ).

Сотрудниками Томского политехнического университета в рамках проекта разрабатывается программный комплекс «Код оптимизации и диагностики технологических процессов» (КОД ТП), предназначенный для численного моделирования технологических процессов модулей ЗЯТЦ. В экстракционно-кристаллизационном узле модуля переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса одним из основных процессов является процесс кристаллизации. Линейный кристаллизатор представляет собой вертикальную металлическую колонну, в верхнюю часть которой происходит подача исходного продукта. Для обеспечения поддержания раствора в кристаллизаторе на заданном уровне применяются два дозатора, работающих по очереди. Математическая модель узла кристаллизации включена в состав КОД ТП в виде отдельного модуля.

В данной работе подробно рассматриваются реализованные в предложенной математической модели узла кристаллизации модели поршневых дозаторов и перистальтических насосов, осуществляющих подачу раствора в дозатор. Входными переменными модели дозатора являются: расход, температура и концентрации веществ в растворе; период следования им-

пульсов, определяющих скорость движения поршня. Выходной переменной модели является расход, температура и концентрации веществ в дозируемом растворе. В модели возможно изменение таких параметров, как высота и радиус цилиндра, высота и радиус поршня, радиус отверстия для подачи раствора в дозатор, радиус отверстия датчика.

Проверка адекватности модели производилась на основе данных, полученных на АО «СХК». Результаты моделирования совпали с экспериментальными, что показало, что модель адекватна.

На основе предложенной математической модели поршневого дозатора была разработана система автоматического управления и соответствующий алгоритм управления процессом дозирования, который был внедрен в предлагаемую систему. Разработанная система осуществляет управление циклом работы дозаторов, который состоит из следующих этапов: дозированная подача раствора в кристаллизатор, своевременное переключение на второй дозатор, а также заполнение дозатора исходным раствором.

Проверка работы системы производилась на математической модели узла кристаллизации, представленной в программном комплексе «КОД ТП». Результаты математического моделирования показали, что предложенная система дозирования плава позволяет поддерживать уровень раствора в кристаллизаторе на заданном уровне.

РТМ-2. РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ЗАМКНУТЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ. ЭТАП 2019 ГОДА.

**И. С. Попов¹, О. В. Вербицкая¹, А. В. Егоров², О. В. Кузнецова¹, И. Р. Макеева¹,
С. В. Пчелинцева¹, Н. Ю. Романова¹, Е. А. Родина², Ю. Г. Сырцова¹,
Ю. С. Хомяков², В. А. Чудинова²**

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

²АО «ПРОРЫВ», г. Москва

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

Программный комплекс (ПК) РТМ-2 (расчетно-технологический модуль) предназначен для моделирования штатных режимов работы основных переделов замкнутого ядерного топливного цикла с реакторами типа БРЕСТ-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 изотопного состава топлива и анализ его влияния на параметры эксплуатации реакторной установки;
- моделирование различных сценариев утилизации долгоживущих радиоактивных элементов;
- проведение многовариантных расчетов для оценки влияния общих технологических решений на показатели замыкания ядерного топливного цикла при разработке и реализации опытно-демонстрационного энергетического комплекса и промышленного энергетического комплекса с целью выбора оптимальных решений.

Решение этих задач возможно благодаря объединению в одном ПК компонентов, выполняющих расчет характеристик активной зоны реакторной установки и моделирование переделов ядерного топливного цикла. ПК РТМ-2 предоставляет средства графического интерфейса для задания исходных данных и проверки их корректности, просмотра и обработки результатов расчета. Для моделирования переделов топливного цикла ПК РТМ-2 может использовать упрощенные модели переработки, построенные средствами ПК «ВИЗАРТ» [1].

Разработка ПК выполняется с 2014 года. В рамках работ 2019 года в ПК РТМ-2 были внедрены возможности по моделированию внешней части топливного цикла реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Реализованы алгоритмы по моделированию различных сценариев обращения с долгоживущими минорными актинидами. Добавлена

модель подбора изотопного состава с определением уникальной доли плутония в загружаемых тепловыделяющих сборках (ТВС) с целью выравнивания критичности. Реализован функционал для задания гибких условий подбора изотопного состава и варьирования длительности выдержки ТВС перед постановкой их в активную зону реактора. Выполнено тестирование расчета изотопного состава на основе данных бенчмарк модели КЭТВС-1. Реализован функционал для выдачи ключевых параметров задачи в текстовый отчет с целью дополнительной проверки исходных данных.

Список литературы:

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

ХЛОРИРОВАНИЕ NdN ХЛОРИДОМ СВИНЦА В РАСПЛАВЕ LiCl-KCl. ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ДАННЫЕ

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

¹Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург

²Уральский государственный горный университет, г. Екатеринбург

E-mail: A.Potapov_50@mail.ru

Нитридное отработавшее ядерное топливо содержит в своем составе, среди продуктов деления, более 0.4 мол.% NdN.

Целью настоящей работы является изучение процесса хлорирования NdN хлоридом свинца в расплавленной эвтектике LiCl-KCl.

Взаимодействие протекает согласно реакции (1):



На рис. 1 показаны результаты термодинамического моделирования равновесного состава смеси, исходно содержащей: LiCl – 30 kmol; KCl – 20 kmol; NdN – 1 kmol; PbCl₂ 0... 10 kmol. Коэффициенты активности $\gamma(\text{NdCl}_3) = 10^{-3}$; $\gamma(\text{PbCl}_2) = 0.4$.

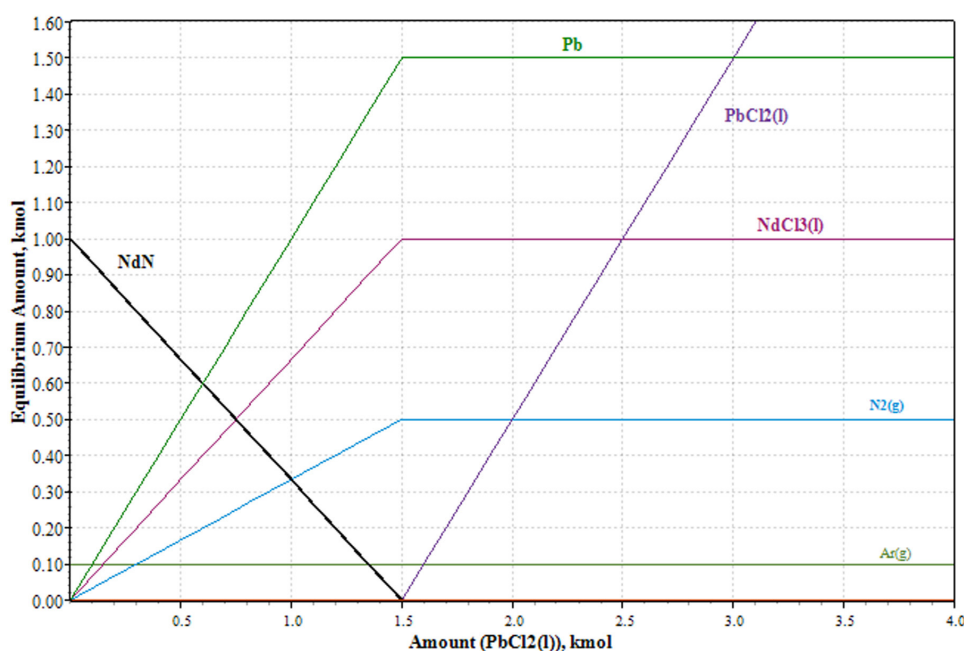


Рис. 1. Результаты термодинамического моделирования равновесного состава смеси

Результаты моделирования указывают на то, что взаимодействие идет без промежуточных стадий и без параллельных реакций. Для достижения 100%-ой конверсии $\text{NdN} \rightarrow \text{NdCl}_3$ практически не требуется избытка PbCl_2 .

Полученные результаты были проверены экспериментально. Взаимодействие $\text{NdN} + \text{PbCl}_2$ было изучено в интервале мольных отношений $[\text{PbCl}_2] / [\text{NdN}] = 1.65 \div 10$. Диапазон температур составил $-450 \div 700$ °С. Было найдено, что во всех случаях реакция (1) протекает полностью. Однако при 10%-ном избытке PbCl_2 (мольное отношение $[\text{PbCl}_2] / [\text{NdN}] = 1.65$) для достижения равновесия при 500 °С потребовалось около 8 часов. Увеличение избытка PbCl_2 резко ускоряет реакцию. Так, при $[\text{PbCl}_2] / [\text{NdN}] = 3$ реакция завершилась уже за 20 минут, а при $[\text{PbCl}_2] / [\text{NdN}] = 10$, всего за 15 минут. Увеличение температуры также сильно ускоряет реакцию. Например, при 600 °С и $[\text{PbCl}_2] / [\text{NdN}] = 1.65$ равновесие наступает примерно за 45 минут.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ И ПРОГНОЗИРУЕМЫЕ ДАННЫЕ ПО ЭЛЕКТРОПРОВОДНОСТИ И ПЛОТНОСТИ КАДМИЙСОДЕРЖАЩИХ ХЛОРИДНЫХ РАСПЛАВОВ

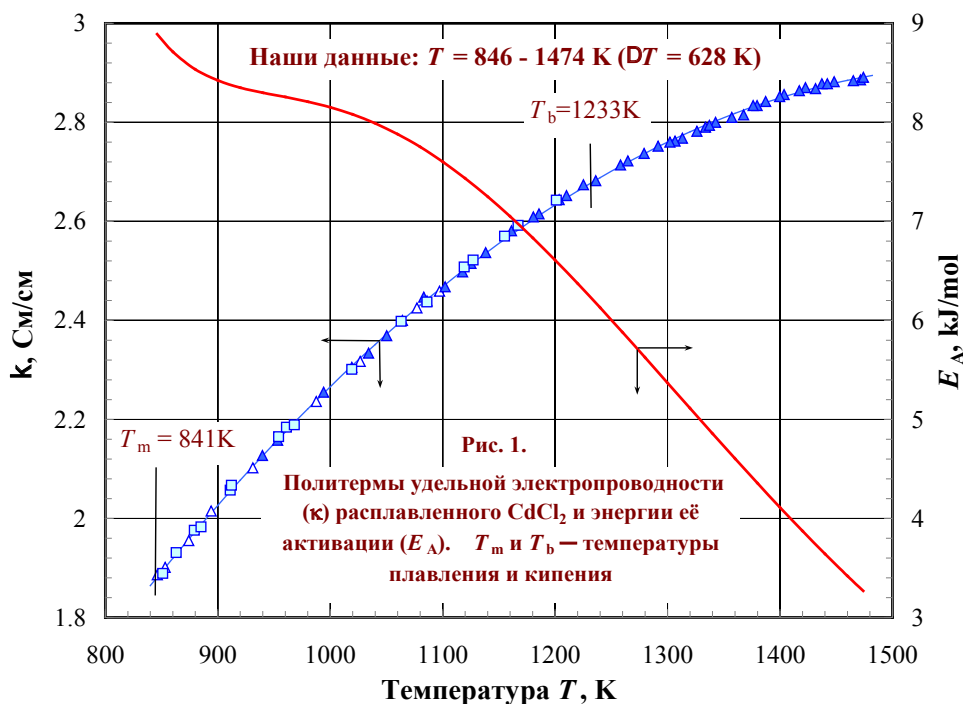
А.М. Потапов, А.Б. Салюлев, В.Ю. Шишкин

Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург

E-mail: A.Potapov_50@mail.ru

Расплавы, содержащие хлорид кадмия, являются вероятной средой для пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива. Однако свойства этих расплавов, необходимые для правильной организации соответствующих технологических процессов, до сих пор изучены недостаточно.

В кварцевых ячейках оригинальной конструкции нами впервые измерена электропроводность расплава чистого дихлорида кадмия в очень широком диапазоне температур (рис. 1) и 14 различных составов смесей $(\text{LiCl}-\text{KCl})_{\text{эвт.}} - \text{CdCl}_2$, содержащих 2.064; 4.0; 9.9; 20; 30; 40; 50; 60; 70; 80; 90 и 95 мол. % CdCl_2 . Прослежено влияние растворенного металла на электропроводность расплава CdCl_2 .

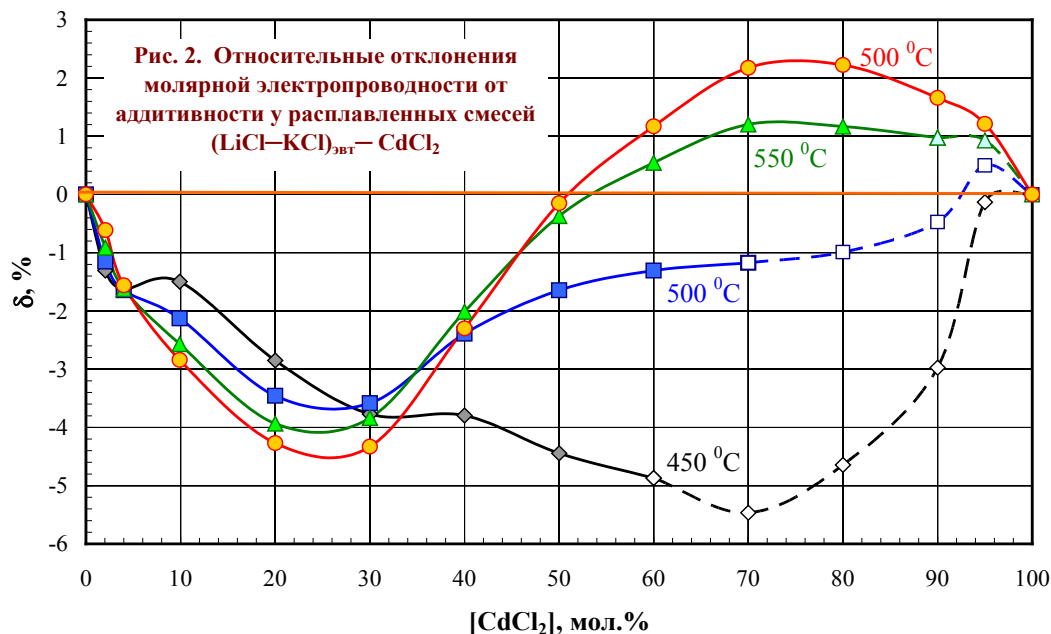


С помощью уравнения Рэкета:

$$d = A \cdot B^{-(1-T/T_{cr.})^{2/7}},$$

где d – плотность расплавленной соли; A , B – константы; T – температура, К; $T_{cr.}$ – критическая температура, К, оценена с высокой точностью плотность расплава CdCl_2 , зависящая от температуры нелинейно.

По общим уравнениям, предложенным нами ранее, рассчитаны плотность и молярные объемы расплавов $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт.}} - \text{CdCl}_2$, что позволило определить молярные электропроводности для всех смесей и их относительные отклонения δ от аддитивных величин (рис. 2).



В работе рассмотрены различные модели и подходы к расчету плотности, молярных объемов и электропроводности этих и более сложных расплавленных смесей, в том числе многокомпонентных. Помимо электропроводности в ряде случаев сделаны оценки температур ликвидуса смесей.

Обсуждено взаимное влияние комплексообразования катионов Li^+ и Cd^+ на физико-химические свойства жидкой фазы.

КОРРОЗИОННЫЕ СВОЙСТВА КАНДИДАТНЫХ МАТЕРИАЛОВ ВО ФТОРИДНЫХ СИСТЕМАХ LiF-NaF-KF И LiF-BeF_2

И. Б. Половов, А. В. Абрамов, А. И. Трубоченинова, Р. Р. Алимгулов, Д. А. Золотарев, А. Ф. Гибадуллина, В. А. Волкович, А. Ю. Жилияков, В. А. Хотинков, С. В. Беликов, О. И. Ребрин

ФГАОУ ВО «УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург

E-mail: i.b.polovov@urfu.ru

Для обеспечения экономической эффективности и повышения экологической безопасности системы обращения с отработавшим ядерным топливом в России запланировано создание ЯЭУ ЖСР-С, основной целью которой является дожигание минорных актинидов. Реализация данного проекта требует выбора стойких во фторидных расплавах конструкционных материалов.

В ходе работы исследованы коррозионные свойства металлов, сплавов, керамических и углеродных материалов в системах 46,5LiF – 11,5NaF – 42KF мол. % (FLiNaK) и 73LiF – 27BeF₂ мол. % (FLiBe). Измерения коррозионной стойкости проводили в интервале температур от 550 до 750 °C.

Определены значения скоростей коррозии исследуемых материалов во фторидных расплавах. На основании полученных данных даны рекомендации по использованию различных классов конструкционных материалов.

Для всех исследуемых металлических материалов можно сделать вывод о меньшей скорости их коррозии в системе FLiBe по сравнению с расплавленной солевой смесью FLiNaK.

Все исследуемые сплавы на никелевой основе (кроме VDM Alloy 625) продемонстрировали низкие скорости коррозии во FLiNaK и FLiBe до 650 °С. При увеличении температуры до 750 °С в никелевых сплавах происходит распад ГЦК-твердого раствора, что приводит к образованию вторичных фаз. Как следствие, происходит локализация коррозионных процессов и увеличение глубины проникновения коррозионных разрушений.

На основании анализа микроструктуры коррозионного слоя сделан вывод, что главными продуктами коррозии являются наиболее электроотрицательные компоненты исследуемых сплавов.

Наибольшей коррозионной стойкостью среди металлических материалов в исследуемых фторидных системах обладает молибден. Он может быть использован во всех исследуемых системах во всем температурном диапазоне, в то время как тантал показал неудовлетворительное коррозионное поведение, вследствие чего не рекомендован к использованию.

Наиболее перспективные материалы различных классов были испытаны в расплаве FLiNaK, содержащим имитаторы делящихся материалов, продуктов деления и жидкометаллический экстрагент (на примере сплава Li–Bi). Коррозионные тесты осуществляли в статических условиях при 650°С.

Проведенные исследования показали, что никелевые сплавы не могут быть использованы в контакте с расплавами на основе висмута вследствие интенсивного сплавообразования в системе Ni–Bi. Наиболее коррозионностойким металлическим материалом в подобных средах является молибден.

Полученные скорости коррозии образцов из нитрида бора позволяют заключить, что данная керамика в исследуемых фторидных расплавах неэффективна во всем интервале температур эксплуатации.

Керамика из нитрида кремния имеет удовлетворительную коррозионную стойкость в расплавах фторидов. Она уступает по скоростям коррозии большинству никелевых сплавов, но в качестве альтернативного КМ перспективна.

Углеродные материалы, в частности высокоплотный графит и углекон, продемонстрировали высокую коррозионную стойкость во фторидных расплавах. Данные материалы могут быть рассмотрены как альтернатива металлическим конструкционным материалам.

Механические свойства керамических и углеродных материалов существенно уступают аналогичным характеристикам никелевых сплавов, а в части прочностных свойств – металлическому молибдену.

УНИФИЦИРОВАННАЯ МОДЕЛЬ ДЛЯ ОПИСАНИЯ ЭКСТРАКЦИИ НИТРАТОВ ЧЕТЫРЕХВАЛЕНТНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ КОНЦЕНТРИРОВАННЫМИ РАСТВОРАМИ ТБФ И ЕЕ ВЕРИФИКАЦИЯ

**Е. А. Пузиков, Б. Я. Зильберман, Н. Д. Голецкий, И. В. Блажева,
А. А. Наумов, А. С. Кудинов**

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

E-mail: egor_puzikov@mail.ru

Оптимизация процессов гидрометаллургической переработки высоковыгоревшего ОЯТ АЭС, включая фракционирование ТПЭ, требует разработки адекватных математических моделей. На основе литературных и собственных экспериментальных данных нами создана унифицированная математическая модель, описывающая распределение уранилнитрата, азотной кислоты, трех- и четырехвалентных элементов в ТБФ с учетом его разбавления при их распределении в нейтральных и кислых системах в широком диапазоне концентраций компонентов.

В качестве базовых значений концентрационных констант равновесий приняты их величины, рассчитанные для чистого ТБФ. В этом случае увеличение концентрации разбавителя приводит к линейной зависимости логарифмов констант экстракции от концентрации ТБФ с параметром a , значение которого отражает влияние природы разбавителя. При этом предполагается параллельное протекание нескольких реакций комплексообразования в водной и органической фазах и нестехиометрического физико-химического взаимодействия компонентов.

Значения констант равновесий реакций экстракции и соответствующих им параметров a определены для четырехвалентных тория, урана, плутония, нептуния, циркония и гафния, что позволило описать их экстракцию растворами ТБФ в углеводородном разбавителе в диапазоне концентраций от 5 до 100%. Погрешность расчета коэффициентов распределения по модели не превышает 10%.

Для верификации модели было сопоставлено расчетное и экспериментальное распределение компонентов по ступеням экстракционных блоков первого экстракционного цикла по схеме ОДЦ с использованием 40–50% ТБФ. Оно показало, что рассчитанные и экспериментальные значения концентраций азотной кислоты, уранилнитрата, плутония и нептуния совпадают в пределах погрешности измерений. Однако полученное в эксперименте распределение циркония и технеция на блоке реэкстракции циркония и нептуния не соответствует предсказанному. Моделью, что свидетельствует о необходимости ее корректировки в части описания экстракции этих элементов 40–50% ТБФ.

ОЦЕНКА ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ РАСПЛАВЛЕННЫХ ФТОРИДОВ

А. Редькин, Ю. П. Зайков, П. Н. Мушников, В. Ю. Шишкин

Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург

E-mail: a.redkin@ihte.uran.ru

Расплавленные фторидные системы являются наиболее перспективными средами для использования в атомной энергетике ввиду их термической и радиационной стойкости. Потенциальное использование расплавленных фторидов в жидкосолевых реакторах требует знания их теплофизических свойств, в первую очередь, теплоемкости и теплопроводности. Экспериментальные данные по теплоемкости имеются как для индивидуальных фторидов, так и некоторых смесей. Американские ученые, исследовавшие ряд фторидных смесей, пришли к простому выводу: молярная теплоемкость смеси составляет 8 кал/моль/К на один атом [1], что равно 33,44 Дж/моль/К. Позднее было выяснено, что это результат того, что для индивидуальных солей теплоемкость равна 33,44 Дж/моль/К на каждый атом в молекуле вещества [2]. Молярная теплоемкость близких по своим свойствам веществ является аддитивной величиной, откуда и проистекает результат, полученный американцами.

Систематические исследования теплопроводности галогенидов щелочных металлов методом коаксиальных цилиндров были проведены в институте Высокотемпературной Электрохимии [3]. Было найдено, что удельная теплопроводность этих расплавов обратно пропорциональна молярному объему. Значительный объем экспериментальных по теплопроводности галогенидов щелочных металлов был получен японскими учеными методом лазерной вспышки. Совместный анализ результатов, полученных разными методами показал, что при температурах, близких к температурам плавления, молярная теплопроводность расплавленных галогенидов щелочных металлов и их смесей является константой. Для поливалентных галогенидов молярная теплопроводность зависит от заряда катиона. Для смесей, где основным компонентом является галогенид щелочного металла или смесь галогенидов щелочных металлов это позволяет делать довольно точную оценку их теплопроводности. Значения теплопроводности, рассчитанные для расплавов LiF-ThF_4 и смеси FLINAK близки к экспериментальным данным. Для смеси FLINAK при 1000 К расчетная величина составляет 0.94 Вт/м/К, экспериментальная – 0.92 Вт/м/К [5], для состава 0.77 LiF – 0.23 ThF₄ при $T = 1082$ К расчетная величина – 0.88 Вт/м/К, экспериментальная – 0.83 Вт/м/К [5]. Таким образом, имеющиеся

эмпирические подходы позволяют оценивать теплофизические свойства сложных смесей при наличии данных по индивидуальным солям.

Список литературы:

1. Grimes, W. Reactor Chemistry Division Annual Progress Report for Period Ending December 31, – 1965; ORNL-3913; Oak Ridge National Laboratory: Oak Ridge, TN, –1966; p 27.
2. Redkin A., Zaikov Yu, Korzun I., Reznitskikh O, Yaroslavtseva T., Kumkov S. Heat Capacity of Molten Halides – 2015, Phys. Chem. B119, 2, pp. 509–512
3. Smirnov M, Khokhlov V, Filatov E. Thermal conductivity of molten halides and their mixtures. Electrochim Acta – 1987, 32: pp. 1019–1026.
4. Redkin, A., Zaikov, Y., Tkacheva, O, Kumkov S. Molar thermal conductivity of molten salts. Ionics –2016, 22, pp. 143–149
5. Khokhlov V, Korzun I, Dokutovich V, Filatov E. Heat capacity and thermal conductivity of molten ternary lithium, sodium, potassium, and zirconium fluorides mixtures. J Nucl Mater –2011, 410: pp. 32–38.

ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПОЖАРОВЗРЫВООПАСНОСТЬ ГАЗО–ПАРОВОЗДУШНЫХ СРЕД РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ

А. В. Родин, А. В. Понизов

ФБУ «Научно–технический центр по ядерной и радиационной безопасности», г. Москва

E-mail: rodin@secnrs.ru

В промышленно-освоенных процессах переработки отработавшего ядерного топлива обращаются с водными и органическими средами, содержащими радиоактивные элементы. Возникающие под действием ионизирующего излучения радиационно-химические процессы в жидких средах приводят к выделению горючих газообразных продуктов радиолиза и образованию парогазовоздушных сред в помещениях, оборудовании и газовых коммуникациях, способных воспламениться под действием источника зажигания. К основным горючим продуктам радиолиза водных сред относится водород, органических сред (экстракционных смесей) – водород, метан и другие углеводороды. В работе рассмотрены механизмы и основные факторы, влияющие на образование горючих продуктов радиолиза, такие как: тип излучения, температура, содержание нитрат-иона. Для экстракционных смесей на основании экспериментальных данных показано, что ионизирующее излучение существенно влияет на показатели ее пожаровзрывоопасности, в частности, снижает нижний температурный предел распространения пламени и переводит экстракционную смесь в класс легковоспламеняющихся жидкостей. Показано, что для ряда случаев для расчета требуемого разбавления воздухом или инертным газом необходимо учитывать совместное выделение горючих газов в процессе радиолиза. По результатам работы сделан вывод, что для оценки взрывопожароопасности радиохимических производств необходимо учитывать воздействие ионизирующего излучения на технологические среды, разрабатывать методики расчета образования и накопления горючих продуктов радиолиза.

ПРИМЕНЕНИЕ ПК РТМ-2 ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Е. А. Родина, А. В. Егоров, Ю. С. Хомяков

АО «Прорыв», г. Москва

E-mail: rea@proryv2020.ru

Проект «Прорыв» предусматривает разработку комплексной ядерной технологии будущей крупномасштабной ядерной энергетики нового типа, основанной на использовании реакторов на быстрых нейтронах (РБН), работающих в замкнутом топливном цикле.

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

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

Программный комплекс РТМ-2 предназначен для моделирования штатных режимов эксплуатации РУ и пределов 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 программы по расчету нейтронно-физических характеристик активной зоны, эволюции изотопного состава (РТМ-РУ), и моделированию пределов топливного цикла (РТМ-ТЦ).

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

- минимизация запаса реактивности РБН;
- обоснование переходного периода к равновесному состоянию активной зоны;
- обеспечение всеядности активной зоны по изотопному составу плутония;
- влияние утилизации МА на запас реактивности и оптимизацию переходного периода;
- 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.

ПРИМЕНЕНИЕ ПЛАТФОРМЫ АТЭК ДЛЯ РЕШЕНИЯ ПРИКЛАДНЫХ ЗАДАЧ РАЗВИТИЯ ХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ И ПРОИЗВОДСТВ

А. А. Рыкунова, И. Р. Макеева, В. Ю. Пугачев, В. Г. Дубосарский,
А. Е. Паукова, Л. Р. Файрушина, О. В. Шульц

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

E-mail: a.a.rykunova@vniitf.ru

Использование специальных программных средств позволяет проводить комплексное исследование сложных химико-технологических систем с учетом сущности технологических процессов, входящих в систему, и технологических связей между ними.

Программная платформа АТЭК – это совокупность библиотеки базовых классов, набора служебных подсистем, средств компьютерного моделирования и баз данных, используемых для унифицированной разработки специализированных программных комплексов, программно-информационных моделей химических и радиохимических производств, и проведения расчетов на базе этих моделей. Программная платформа позволяет эффективно, в сжатые сроки разрабатывать специализированные программные комплексы и решать задачи моделирования путем расширения, адаптации и повторного использования следующих

универсальных программных компонент: среды моделирования с интегрированной системой оптимизации, конструктора технологических схем, генератора отчетных документов, генератора циклограмм и баз данных.

Программные комплексы, разработанные на базе платформы АТЭК, ориентированы на специалистов при выполнении ими оценок функционирования и перспектив развития химических и радиохимических производств в ближне-, средне- и дальнесрочной перспективе:

- экспертов-технологов, участвующих в разработке, оптимизации и модернизации технологических линий.
- экспертов-аналитиков, оценивающих реализуемость, применимость, эффективность конкретных технических решений.
- Программные продукты, разработанные на базе платформы АТЭК, позволяют проводить:
- расчет материальных балансов технологий замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) [1], в том числе технологии замыкания перспективных ядерных энергетических установок (жидкосолевой реактор);
- обоснование реализуемости технологических линий ЗЯТЦ, определение наиболее загруженных участков технологических линий и оценки накопления делящихся материалов в аппаратах и промежуточных емкостях на основании циклограмм работы оборудования;
- моделирование материальных и тепловых балансов процесса риформинга природного газа;
- оптимизационные расчеты стоимости различных вариантов фракционирования радиоактивных отходов;
- термодинамические расчеты [2];
- расчеты эволюции изотопных составов.

Первоначально платформа АТЭК была ориентирована на решение задач, связанных с развитием технологий ядерного энергетического комплекса. Но использование универсальных алгоритмов для расчета характеристик технологий и производств, а также объектно-ориентированной парадигмы программирования при реализации (исходный код написан на современном объектно-ориентированном языке C#) позволяет разрабатывать на платформе АТЭК специализированные ПК для расчетного моделирования характеристик химических технологий и производств. Эта возможность продемонстрирована при расчетах материальных и тепловых балансов производства водорода путем риформинга природного газа.

Список литературы:

1. Шмидт О.В., Макеева И. Р. [и др.] // Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла // Атомная энергия. – 2017, Т. 122, вып. 2. С.88–92.
2. Пешкичев И.В., Куропатенко В. Ф., Макеева И. Р. [и др.] // Программный комплекс TeDu для решения задач термодинамического моделирования. Вестник ЮУрГУ. Серия: «Математическое моделирование и программирование». – 2018. –Т. 11, № 1. – С.84–94. DOI: 10.14529/mmp180108.

РЕЗУЛЬТАТЫ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОГО РАСЧЕТА ДЛЯ СРАВНЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ПЕРЕРАБОТКИ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ ЖИДКОСОЛЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ

А. А. Рыкунова¹, И. Р. Макеева¹, А. Ю. Шадрин², О. В. Шмидт², В. А. Кашеев²

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

²АО «ВНИИНМ им. академ. А. А. Бочвара», г. Москва

E-mail: a.a.rykunova@vniitf.ru

Утилизация минорных актинидов (МА), накопленных в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ), является одной из основных проблем, которые ставят под вопрос дальнейшее развитие ядерной энергетики. Основным вариантом замыкания топливного цикла по плутонию, переход к топливному циклу на основе реакторов на быстрых нейтронах, уже выбран. В то же время вариант вовлечения в топливный цикл или дожигания минорных актинидов в настоящее время не выбран даже на уровне реакторной установки (РУ). Одним из возможных вариантов РУ является жидкосолевой реактор (ЖСР). Отсутствие фабрикации таблеточного топлива с МА для ЖСР может снизить затраты на дожигание МА. Однако, для эффективного сжигания МА в ЖСР необходимо обеспечить рецикл (возврат в реактор) МА в течение 1 года. Для выбора основного варианта обращения с облученной топливной солью выполнено расчетное моделирование кандидатных технологий с целью определения критических параметров различных технологий с точки зрения тепловых нагрузок и обеспечения взрыво-пожаробезопасности. Проанализированы гипотетические варианты переработки различных топливных композиций с использованием пирохимической и гидрометаллургической технологий.

Рассматривались следующие технологии переработки отработавшей топливной композиции ЖСР: осадительная технология для переработки солей FLiNaK и FLiBe и технология экстракции в жидкий висмут для соли FLiBe. В специализированной среде моделирования, позволяющей проводить сквозные расчеты тепловых и материальных балансов технологических цепочек с учетом изменения агрегатного состояния, компонентов, химического и изотопного составов материальных потоков, подготовлены расчетные схемы для рассматриваемых технологических схем и проведены расчеты материальных балансов и тепловыделения.

Сделана оценка периодов рециклирования актинидов в кандидатных схемах подготовки и переработки топливной соли, включая системы LiF–BeF₂–AnFn и LiF–NaF–KF–AnFn. Рассчитаны тепловые и радиационные характеристики продуктов. Показано, что с учетом тепловых нагрузок и малого времени, требующегося для рецикла к МА, перспективными являются пирохимические технологии.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ИМИТАТОРОВ АКТИНИДОВ В ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА СОЛЕВОГО РАСТВОРИТЕЛЯ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА-СЖИГАТЕЛЯ

П. А. Санникова, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, М. Н. Гордеев, Д. Г. Модестов, Н. Г. Мосина,
И. В. Санников, В. А. Симоненко, Д. В. Хмельницкий, В. А. Шелан, О. В. Шульц

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

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

Одной из приоритетных задач ядерной энергетики является уменьшение объемов накопленных радиоактивных отходов (РАО) путем утилизации Np, Am и Cm. В нашей стране в качестве одного из подходов к решению этой задачи предлагается их трансмутация в специализированном жидкосолевом реакторе-сжигателе (ЖСР-С). Основные требования к такому реактору – (1) обеспечение требуемой производительности трансмутации МА, определяемой, например, производительностью переработки отработавшего ядерного топлива, (2) минимизация наработки любых других РАО, кроме продуктов деления, (3) минимизация потребления

урана и плутония, как основных компонент ядерного топлива энергетических реакторов.

Цель работы – экспериментальное исследование совместной растворимости имитаторов фторидов актинидов с составом, характерным для топливной композиции ЖСР-С, в кандидатных солевых растворителях.

На основе результатов расчетных исследований показано существование оптимального режима трансмутации, при котором реактор потребляет только минорные актиниды. Реализация такого режима достигается поддержанием определенной концентрации актинидов, которая при объеме активной зоны от 1 до 30 м³ находится в диапазоне 20...10 %, мол. По результатам расчетов различных вариантов ЖСР-С с оптимальной концентрацией определен характерный состав актинидов в топливной композиции $47\text{PuF}_3-8\text{UF}_4-16\text{NpF}_4-21\text{AmF}_3-8\text{CmF}_3$ (% , мол.). При проведении экспериментальных исследований совместной растворимости использовался состав $47\text{CeF}_3-29\text{NdF}_3-24\text{UF}_4$, где CeF_3 имитатор PuF_3 , NdF_3 – AmF_3 и CmF_3 , UF_4 – NpF_4 .

Отработаны процедуры экспериментального исследования растворимости фторидов металлов в солевом растворителе и соответствующие методики путем определения индивидуальной растворимости NdF_3 в кандидатных солевых растворителях $46,5\text{LiF} - 11,5\text{NaF} - 42\text{KF}$ (% , мол.) и $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ (% , мол.). Получено удовлетворительное согласие экспериментальных данных с литературными.

При проведении экспериментальных исследований совместной растворимости применялся метод термического анализа по кривым охлаждения, дифференциальная сканирующая калориметрия, методика элементного анализа. Получены температурные зависимости совместной растворимости имитаторов актинидов в кандидатных солевых растворителях, элементный состав проб расплава. Показано, что оптимальная концентрация имитаторов актинидов выбранного состава может быть обеспечена в эвтектике $46,5\text{LiF} - 11,5\text{NaF} - 42\text{KF}$ (% , мол.).

ВЗАИМНАЯ ДОПОЛНИТЕЛЬНОСТЬ ИССЛЕДОВАНИЙ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ И ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

В. А. Симоненко

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

E-mail: v.a.simonenko@vniitf.ru

Путём сопоставительного анализа обсуждаются общие свойства, направления исследований, задачи и отличительные особенности проблематики водородной безопасности для АЭС с ВВЭР и для вновь создаваемой энергетической подотрасли – водородной энергетике (ВЭ).

В основе процессов, определяющих развитие опасных сценариев для обоих технологических областей, лежат одни и те же физические и физико-химические модели. Различия определяются фактическими составами сред, областями изменений соответствующих термодинамических параметров сред, динамическими характеристикам реализующихся процессов и геометрическими параметрами, определяющими условия их протекания. Фактически при описании обсуждаемых аварий в ЯЭ и ВЭ используются одни и те же теоретические модельные представления. Хотя даже в этой в оговоренных здесь рамках могут быть существенны различия процессов, например, истечение воды, находящейся под высоким давлением (160 атм. и при температуре $T \approx 560$ °С) из трещины в трубе первого контура реактора ВВЭР, и истечение криогенного жидкого водорода при истечении в виде струи при повреждении криогенного сосуда, используемого для хранения и транспортировки сжиженного водорода, то есть при давлениях масштаба десятков атмосфер и температурах масштаба десяти градусов Кельвина.

Напомним, что в наиболее ярком примере водородосодержащих тяжелых аварий в ЯЭ все обусловленные водородом опасные процессы происходят под защитной оболочкой (ЗО) реакторной установки. Мы будем рассматривать специфическую реализацию водородной энергетики, который важным компонентом в подсистеме производства водорода является высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР). Из него высокотемпературный газ подается в химический реактор, в котором осуществляется наработка водорода из метана.

В ВЭ имеется три типа объектов, в которых опасные процессы существенно различаются и по динамике развития событий, и по масштабам опасных процессов: объекты (1) производства водорода, (2) хранения и транспортировки и (3) объекты потребления водорода. То есть область опасностей, обусловленная именно присутствием водорода гораздо шире, а пространственные масштабы каждого опасного явления меньше и, соответственно, наносимый ущерб одного события меньше, чем в ЯЭ.

Дополнительное важное свойство аварийных явлений заключается в наличии разных по природе для ЯЭ и ВЭ сопутствующих отягощающих факторов, которые определяют динамику протекания аварий, тяжесть последствий, ущерб, наносимый аварией. В случае аварийных процессов в ядерной энергетике (ЯЭ) – это вскрытие наработанных в аварийном реакторе радиоактивных веществ, поступление их в экологически незащищённую область, примыкающую к станции. В случае водородной энергетики, – это возможность возникновения масштабных индуцированных аварией пожаров или механических разрушений (если произошёл химический взрыв) на гражданских или технических объектах, расположенных на территории, примыкающей, к аварийному объекту ВЭ.

При существенном различии масштабов опасных процессов, динамики их развития в ЯЭ и ВЭ, комплекс задач, которые приходится решать при достижении главной цели – обеспечения приемлемого уровня безопасности для каждой из этих подотраслей – имеется существенное множество близких конкретных подзадач, которые важны для обоих направлений научно-технологического развития. Именно это и является благоприятным для нас обстоятельством при проведении исследований.

Исторически сложилось так, что нам приходится параллельно заниматься вопросами водородной безопасности (ВБ) и в ЯЭ, и в ВЭ. Сделаем ещё одно немаловажное для нас замечания организационного характера. История работ по ВБ ЯЭ начиналась в 50-х годах прошлого века. За это время в представлениях «заказчика» сложилось впечатление, что основные работы лежат в области технологий, а на науку можно средства не тратить. Водородная энергетика находится на ранней стадии развития, и в отношении руководства к ней имеется понимание необходимости научных исследований... Хотя уровень понимания научной части проблем примерно одинаков и для ЯЭ и для ВЭ.

Проиллюстрируем научную дополнительную на нескольких примерах.

1. Пределы воспламенения водородосодержащих составов. Характер горения обеднённых водородом смесей в поле тяжести указывает на наличие трех режимов горения: нерасширяющееся всплытие горящего термика, расширяющийся режим горения при всплытии, и начало распространения горения вниз.
2. Адаптация турбулентных моделей к условиям конкретных течений.
3. Воспламенение и горение турбулизированных составов.
4. Ускорение горения в условиях различных градиентов концентрации горючих составов.
5. Ускорения горения и переход в детонацию в течениях при различных типах преград.
6. Струйные течения газовые, многокомпонентных газовых сред жидкости, двухфазовых сред, с мощными потоками тепла...
7. Разрабатываемые модели и коды могут быть использованы для обоих обсуждаемых направлений. В работах по ЯЭ заказчик отдаёт предпочтение решению технологических проблем, а работах по ВЭ большое значение имеет углубленное понимание фундаментальных. Тот и другой опыт по-своему ценен и с успехом может быть перенесён в смежную область.

МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ МАТЕРИАЛЬНЫХ ПОТОКОВ КОМПОНЕНТОВ И ИХ ХАРАКТЕРИСТИК В РЕКТИФИКАЦИОННОЙ КОЛОННЕ УЗЛА УПАРИВАНИЯ ВАО

К. А. Славинский^{1,2}, О. В. Шмидт^{1,2}, А. Ю. Шадрин^{1,2}

¹АО «ВНИИНМ им. академ. А. А. Бочвара», г. Москва

²АО «ПРОРЫВ», г. Москва

E-mail: k.slavinskiy@mail.ru

Представленная работа является продолжением цикла исследований и разработок математических моделей аппаратов и физико-химических процессов, протекающих в них, в технологических схемах упаривания средне- и высокоактивных отходов от переработки ОЯТ. Ее целью являлась разработка балансовой модели ректификационной установки узлов упаривания САО/ВАО, предназначенной для разделения смеси вода – азотная кислота, а так же удаления следовых количеств фтороводородной и уксусной кислот из кубового остатка.

Ранее, коллективом исследователей Радиевского института [1, 2], было разработано программное обеспечение для моделирования разделения таких смесей. Однако интерфейс данной программы не позволял использовать модель в сквозных балансовых расчетах ПК ВИЗАРТ. Для интеграции автономной модели с балансовыми модулями ПК ВИЗАРТ была предложена математическая модель, которая позволяет рассчитать как число теоретических ступеней, необходимое для разделения смеси при заданных параметрах, так и все ключевые характеристики входных и выходных потоков (питания, дистиллята и кубового остатка), такие как плотности, концентрации азотной, фтороводородной и уксусной кислот, а так же массовые расходы каждого из компонентов в соответствующих потоках. Распределение микрокомпонентов (фтороводородной и уксусной кислот) между кубовым остатком и дистиллятом рассчитывалось с учетом математических моделей, разработанных коллективом АО «Радиевский институт им. В.Г. Хлопина» [3]. Кроме того, описаны распределения концентраций компонентов по теоретическим ступеням ректификационной колонны, а так же плотность и температура среды на тарелках.

Список литературы:

1. Zilberman B.Y., Makarychev-Mikhailov M.N., Ryabkov D. V., et al. Nitric Acid Purification from Admixtures of Volatile Acids by Rectification during NPP Spent Fuel Waste Evaporation / Theor. Found. Chem. Eng. (2012) 46: 390. <https://doi.org/10.1134/S0040579511050204>.
2. Рябков Д.В., Макарычев-Михайлов М.Н., Зильберман Б. Я., Пузиков Е. А. Программа «Rectif» для расчета выпарных процессов. Свидетельство о регистрации № 2014614167 (БП № 05, 2014).
3. Зильберман Б.Я., Макарычев-Михайлов М.Н., Рябков Д. В. и др. Особенности распределения кислот между жидкостью и паром в системах $\text{HNO}_3\text{--H}_2\text{O}$ и $\text{HNO}_3\text{--HA--H}_2\text{O}$ в выпарных аппаратах. // Процессы и аппараты химической технологии, Т. 10. № 12. 2009.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВОДОРОДНОЙ ПОЖАР-СТРУИ В ИНТЕРЕСАХ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Ю. А. Томилов^{1, 2}, Е. М. Щенникова^{1, 2}

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

²Снежинский физико–технологический институт НИЯУ МИФИ, г. Снежинск

E-mail: tomilovyua@vniitf.ru

В последнее время в мире все больше внимания уделяется развитию такой перспективной области энергетики как водородная. Однако водород, как и другие энергоемкие виды топлива, чрезвычайно пожаровзрывоопасен. Поэтому принципиальным моментом для функционирования водородной энергетики является обеспечение безопасности промышленных объектов производства, хранения, транспортировки и применения водородного топлива

Большая часть аварийных сценариев, реализующихся на инфраструктуре водородной энергетики, будет связана с разгерметизацией оборудования, содержащего горючие газы под высоким давлением. В связи с этим являются актуальными исследования струйного истечения газов из сосудов высокого давления, которое может сопровождаться его воспламенением, в результате чего возникает пожар-струя. Длина таких пожар-струй может достигать нескольких метров [1, 2], что создает угрозу возгорания близлежащих объектов. Численное моделирование водородной пожар-струи позволяет оценить ее размеры и характерные параметры.

В интересах обоснования и корректировки постановок экспериментов было проведено численное моделирование водородной пожар-струи с помощью CFD-кода Star-CCM+ [3]. Для проведения расчетов использовалась модель PPDF (Presumed Probability Density Function) для заранее несмешанных горючих веществ [4].

PPDF модель предполагает, что горение ограничено смешиванием и, таким образом, в пространстве состояний горение может быть представлено такими переменными как плотность, температура и компоненты реакции в качестве переменных доли смеси и скорости скалярной диссипации. В переменную смешения продуктов реакции записывается смешивание потоков топлива и окислителя. Локальный сеточный масштаб смешения этих двух потоков представлен функцией плотности вероятности в виде β – функции, которая рассчитывается как средняя величина и отклонение доли смеси. Среднее значение пространственных переменных рассчитывают путем интегрирования мгновенных значений, полученных из уравнений химического равновесия посредством функции плотности вероятности функции.

Список литературы:

1. Proust C., Jamois D., Studer E. High pressure hydrogen fires // International Journal of Hydrogen Energy. – 2011. № 36, P. 2367–2373.
2. Schefer R.W., Houf W. G., Williams T. C., Bourne B., Colton J. Characterization of high-pressure, underexpanded hydrogen-jet flames // International Journal of Hydrogen Energy. – 2007. № 32, P. 2081–2093.
3. Star-CCM+ v14.02 Documentation, Siemens PLM Software, – 2019.
4. Варнатц Ю., Маас У., Диббл Р. Горение. Физические и химические аспекты, моделирование, эксперименты, образования загрязняющих веществ / Пер. с англ. Г. Л. Агафонова. – М.: ФИЗМАТЛИТ, – 2003, 352 с.

О КОНСТАНТНОЙ ПОГРЕШНОСТИ РАСЧЕТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА И ВОЗМОЖНОСТИ ЕЕ ОЦЕНКИ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ПРЕЦИЗИОННЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА ФКБН-2

М. А. Трапезников, С. А. Андреев, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, В. И. Литвин, Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Ю. А. Соколов, Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов

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

E-mail: m.a.trapeznikov@vniitf.ru

В настоящее время ведутся исследования, направленные на создание жидкосолевого реактора сжигателя, предназначенного для трансмутации минорных актинидов (МА), содержащихся в отработавшем ядерном топливе тепловых реакторов. На первом этапе для определения эксплуатационных характеристик и отработки технологических решений планируется создание исследовательского жидкосолевого реактора (ИЖСР). На стадии проектирования такого реактора, как объекта использования атомной энергии, необходимо использование аттестованных кодов. Процедура аттестации предусматривает оценку погрешности результатов расчетов путем их сравнения с данными экспериментов.

При использовании реперных кодов, к которым относятся коды на основе метода Монте-Карло, основным источником погрешности расчетов являются неопределенности в нейтронных константах. Для оценки влияния константной неопределенности на расчетные значения нейтронно-физических характеристик ИЖСР для варианта реактора с топливной композицией на основе расплава соли FLiBe, содержащей ~1% PuF₃, по программе ПРИЗМА [1] выполнены расчеты $K_{эфф}$ с использованием различных библиотек оцененных ядерных данных. Полученные достаточно большие (до 2.5%) различия в $K_{эфф}$ свидетельствуют о необходимости оценки константной погрешности нейтронно-физических расчетов такого реактора по результатам прецизионных ядерно-физических экспериментов с системами, моделирующими активную зону ИЖСР.

Отсутствие в настоящее время в стране экспериментальной базы, позволяющей в полной мере смоделировать условия в жидкосолеовом реакторе, делает целесообразным рассмотреть возможность проведения таких экспериментов на имеющемся в РФЯЦ–ВНИИТФ критическом стенде ФКБН-2 [2].

Рассмотрены различные варианты размножающих систем (РС), предназначенных для экспериментов на стенде ФКБН-2. РС состоят из делящегося материала, компонентов соли в твердом состоянии и конструкционных материалов. По результатам нейтронно-физических расчетов определены критические конфигурации РС и их спектральные характеристики. Выбраны РС, спектральные характеристики которых наиболее близки к характеристикам ИЖСР. Выполнены оценки условий проведения спектральных измерений, включая выбор детекторов, длительности и уровня облучения, погрешности измерений.

Список литературы:

1. Зацепин О. В., Кандиев Я. З., Кашаева Е. А. и др. Расчеты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000. – Вопросы атомной науки и техники: с. «Физика ядерных реакторов», – 2011, вып.4, 64–74 с.
2. Терехин В. А., Соколов Ю. А., Магда Э. П. и др. Критмассовые измерения в РФЯЦ–ВНИИТФ. Обзор. Журнал «Известия Челябинского научного центра», Вып. 4 (9), Октябрь-декабрь 2000 г., 21–55 с., www.sci.urf.ac.ru.

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ДЕЙСТВУЮЩИХ ФАКТОРОВ НА ТЕПЛОВОЕ И НАПРЯЖЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПУНКТА ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

**Н. Н. Тулаева¹, А. В. Абрамов¹, А. П. Бекетов¹, Г. Н. Рыкованов¹,
А. Н. Хрулев¹, А. О. Чернявский²**

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

²ЮУрГУ (НИУ), г. Челябинск

E-mail: A.V.Abramov@vniitf.ru

Рассматривается задача расчета теплового и напряженного состояния геологической структуры, моделирующей пункт глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) на участке Енисейского Нижнеканского массива (Красноярский край).

Приведены результаты моделирования температурных полей в области скважин и в массиве вмещающих пород, а так же напряженного состояния (НС) вмещающей породы на период до 500 лет после начала помещения в скважины контейнеров с высокоактивными радиоактивными отходами (РАО 1 и 2 класса опасности). Для моделирования тепловых процессов и НС использовался МКЭ и аналитические решения. В проведенных расчетах рассматривалось влияние на тепловое и напряженное состояние вмещающих ПГЗРО пород таких факторов как: тепловыделение долгоживущих радиоактивных отходов (РАО) 2 класса опасности; влияние тектонических напряжений действующих в цельном гранитном блоке на НС вмещающих ПГЗРО пород; влияние неоднородности геологической структуры массива пород и увеличение мощности тепловыделения РАО 1 класса опасности на втором участке захоронения. Полученные результаты описывают пространственное и временное изменение температуры и НС внутри объема ПГЗРО и окружающей породы. Результаты показывают, что температура в ПГЗРО и ограниченном объеме массива пород во многих случаях превышает 100°C, при этом растягивающие, сдвиговые и сжимающие напряжения во вмещающей породе превышают предел прочности гранита.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПК ВИЗАРТ ДЛЯ ОЦЕНКИ ЗАТРАТ НА ОБРАЩЕНИЕ С РАО ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ВАРИАНТАХ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ

Л. Р. Файрушина, А. А. Рыкунова, И. Р. Макеева, В. Ю. Пугачев

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

E-mail: fayrushinalr@vniitf.ru

В рамках частного проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв» создан программный комплекс (ПК) ВИЗАРТ [1], предназначенный для математического моделирования и оптимизации технологических процессов замыкающей части топливного цикла (переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), фабрикация/ рефабрикация топлива и обращение с радиоактивными отходами (РАО)).

В 2018 году для комплексного решения задач по сокращению объемов РАО и минимизации затрат на захоронение РАО функционал ПК ВИЗАРТ был доработан в части решения оптимизационных задач с учетом экономической составляющей разных классов РАО. В 2019 году эта работа была продолжена с учетом различных вариантов фракционирования высокоактивных отходов (ВАО).

В таблице 1 представлены известные на сегодняшний день подходы к фракционированию ВАО.

Варианты фракционирования ВАО

Название	Описание
Переработка без фракционирования ВАО	Извлечение из РАО целевых топливных компонентов (U, Pu и Np), и отверждение остальных нуклидов в единую матрицу.
Переработка с извлечением минорных актинидов (МА)	Выделение из РАО актинидов на 99,9–99,99% (U, Pu, Np, Am и Cm) и отверждение всех остальных продуктов деления (ПД), за исключением летучих ПД и конструкционных материалов облученных ТВЭЛОВ и тепловыделяющих сборок (ТВС).
Переработка с извлечением МА и остекловыванием ПД в два этапа	Извлечение из РАО всех актинидов и остекловывание ПД в две стадии: изначально в стеклоподобный гранулят с превышением норм на содержание ПД с последующей переработкой гранулята в монолитную матрицу после 55–60 лет хранения (за это время $\frac{3}{4}$ дозы от Cs, Sr и короткоживущих ПД будут поглощены).
Переработка с извлечением МА и фракции Cs-Sr	Выделение из РАО актинидов на 99,9–99,99% (U, Pu, Np, Am далее возвращаются в топливо, а Cm возвращается через 70 лет промежуточного хранения), извлечение фракции Cs-Sr для отверждения в матрицу как РАО 3-го класса (через 300 лет после переработки) и отверждение всех остальных ПД в РАО 1-го класса.

Стоимость обращения с РАО при различных подходах к фракционированию ВАО складывается не только из затрат на захоронение РАО, но и из затрат на внереакторное хранение ОЯТ, на выделение и хранение МА, на переработку и хранение ВАО и на выделение и хранение фракции Cs–Sr. Поэтому для оценки затрат на обращение с РАО в ПК ВИЗАРТ была модифицирована имеющаяся целевая функция, вычисляющая минимальную стоимость захоронения РАО, путем добавления в нее выше перечисленных затрат.

В данном докладе представлены результаты серии расчетов на базе оптимизационной подсистемы ПК ВИЗАРТ [2], проведенные с целью определения наилучшего соотношения РАО разных степеней активности и оптимальной стоимости обращения с РАО.

Список литературы:

1. Шмидт О.В., Макеева И. Р., Ливенцов С. Н. Моделирование технологических переделов ЗЯТЦ, как инструмент при создании и оптимизации технологических производств. // Радиохимия, – 2016, Т. 58, № 4, 316–323 с.
2. Makeyeva I.R., Rykunova A. A., Dubosarsky V. G., Pugachev V. Yu., Shmidt O. V., Evsyukova Yu. A. Calculation and Optimization of Technology Parameters for Closing Stage of Nuclear Fuel Cycle using VIZART code. – Proceedings of GLOBAL 2017, September 24–29, – 2017 Seoul (Korea). – EA-318.

ВЛИЯНИЕ МОНООКСИДА УГЛЕРОДА НА ЧИСЛЕННЫЕ КРИТЕРИИ ВОСПЛАМЕНЕНИЯ И РЕЖИМЫ ГОРЕНИЯ ПАРОВОДОРОДНЫХ СМЕСЕЙ В УСЛОВИЯХ ГЕРМЕТИЧНОГО ОГРАЖДЕНИЯ ЭНЕРГООБЛОКОВ ВВЭР ПРИ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЯХ

Н. Л. Харитонов, И. А. Кириллов, Р. Б. Шарафутдинов, Н. Н. Хренников

ФБУ НТЦ по ядерной и радиационной безопасности, г. Москва

E-mail: kharitonova@secnrs.ru

Согласно принятым международным подходам (IAEA-TECDOC -1661, OECD/NEA/CSNI/R (2000)10) присутствие смесей «CO-H₂-H₂O-CO₂-воздух» в атмосфере помещений, расположенных в объеме, ограниченном герметичным ограждением реакторных установок, необходимо учитывать при разработке численных критериев обеспечения водородной взрывобезопасности при тяжелых запроектных авариях. Это обусловлено тем, что на внекорпусной стадии тяжелых запроектных аварий может происходить поступление в герметичное ограждение не только водорода, образующегося при доокислении свободных стали, циркония и урана, находящихся в расплаве, но и больших масс горючего газа - монооксида углерода, который влияет на пределы воспламенения и режимы горения парогазовых смесей в зоне локализации аварии. Кроме того, присутствие монооксида углерода в парогазовой смеси приводит к отравлению каталитических поверхностей пассивных каталитических рекомбинаторов водорода, используемых в системах аварийного удаления водорода.

В докладе выполнен анализ имеющихся в литературе экспериментальных и расчетных данных, относящихся к оценке выхода монооксида углерода при тяжелых авариях, а также к подходам по установлению численных критериев воспламенения и режимов горения для смесей «CO-H₂-H₂O-CO₂-воздух».

УРАВНЕНИЕ СОСТОЯНИЯ ВОДОРОДА ВБЛИЗИ ОБЛАСТИ ПЕРЕХОДА ЖИДКОСТЬ-ПАР

К. В. Хищенко

Объединенный институт высоких температур РАН, г. Москва

E-mail: konst@ihed.ras.ru

Для анализа и численного моделирования процессов в технологиях ядерного топливного цикла необходимо знать уравнения состояния веществ в широком диапазоне термодинамических параметров. Точность моделей для различных режимов работы устройств существенно определяется адекватностью описания характеристик среды. В частности, фазовые превращения или реализация метастабильных состояний могут существенно влиять на динамику рассматриваемых процессов. В работе рассматриваются особенности термодинамических свойств водорода вблизи области фазового перехода жидкость-пар. При построении уравнения состояния этого вещества использован полуэмпирический подход, в котором функциональная зависимость термодинамического потенциала свободной энергии от плотности и температуры выбрана исходя из теоретических представлений, а для определения численных параметров этой зависимости использованы имеющиеся опытные данные. На основе предложенной модели проведены расчеты термодинамических параметров водорода в широком диапазоне температур и давлений, включая область растягивающих напряжений. Результаты расчетов хорошо согласуются с данными различных теплофизических экспериментов. Представленное уравнение состояния может быть эффективно использовано при моделировании физических явлений в конденсированных средах, при высокотемпературных воздействиях.

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ТЕМПЕРАТУРНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НА ОСНОВНЫЕ НЕЙТРОННО–ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ В ГЕТЕРОГЕННОМ ТВЕЛЕ РЕАКТОРА ВВЭР

С. В. Цибульский, В. Ю. Бландинский, Е. А. Бобров, О. В. Давиденко, Т. Ю. Карпушкин

НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

E-mail: Tsibulskiysv@gmail.com

Одним из перспективных направлений улучшения использования топлива в реакторах ВВЭР является использование гетерогенных топливных композиций, в которых создается неравномерная по высоте топливная загрузка. Для расчета нейтронно-физических характеристик таких ячеек необходимо использовать специальные программные коды, которые обеспечивают расчет неравномерных по высоте топливных композиций. Это относится и к необходимости учета неравномерной температуры топлива по высоте твэла. В случае гетерогенного твэла, состоящих из таблеток с разным материальным составом, либо таблеток, которые вообще не имеют в своем составе делящегося материала, будет возникать неравномерность энерговыделения по высоте твэла. В докладе представлены результаты, полученные с использованием программного комплекса UNK, обеспечивающего расчет нейтронно-физических характеристик ячеек ядерного реактора, и двумерные поля температур, рассчитанные с использованием модуля решения уравнения теплопроводности в двумерной R-Z геометрии. Представлено описание математической модели расчета температур, описание программы решения уравнения теплопроводности и пример двумерного расчета, а также анализ влияния температурного распределения на основные нейтронные характеристики. Исследование выполняется при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 19-29-02015.

Список литературы:

1. Давиденко В.Д., Цибульский В.Ф., Цибульский С.В. «Исследование влияния приближений расчетной модели на изменение температурного коэффициента реактивности в ячейке, топливной сборки реактора типа LWR в процессе выгорания топлива» ИАЭ-6698/5, НИЦ Курчатовский Институт, г. Москва. – 2012.
2. Бахвалов Н.С., Жидков Н.П., Кобельков Г.М. Численные методы. – Ильин В.А., Поздняк Э.Г. Линейная Алгебра. «Курс высшей математики и математической физики». – М.: Наука, Физматлит. – 1999.
3. Цибульский С.В. «Разработка теплофизического модуля для программы UNK», НИЦ Курчатовский институт, г. Москва.

К ВОПРОСУ ОБ ЭКСПОРТЕ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ РЕЖИМА ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

А. Н. Чебесков¹, А. В. Гулевич¹, В. М. Декусар¹, Н. П. Волошин², В. П. Кучинов³

¹ГНЦ РФ ФЭИ им. А. И. Лейпунского, г. Обнинск

²ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск

³НИЯУ МИФИ, г. Москва

E-mail: chebes@ippe.ru, gulevich@ippe.ru

В докладе обсуждаются вопросы экспорта быстрых реакторов при соблюдении режима нераспространения ядерного оружия. Технология быстрых натриевых реакторов российского дизайна успешно продемонстрирована и вступила в этап коммерциализации. Поэтому в повестку дня встает вопрос о возможности экспорта быстрых реакторов. Основой международного режима нераспространения ядерного оружия является Договор о нераспространении ядерного оружия. Гарантии МАГАТЭ представляют собой комплекс технических мер, применяемых МАГАТЭ в отношении ядерного материала (ЯМ) и деятельности государства,

с помощью которых МАГАТЭ стремится удостовериться в том, что ядерные объекты не используются ненадлежащим образом и ЯМ не изымаются из мирной деятельности. Дополнительный протокол существенно повышает возможности МАГАТЭ обнаруживать незаявленные ЯМ и незаявленную деятельность, и предоставляет более широкие права доступа к информации, площадкам и другим местам контроля. Для того, чтобы разработать процедуры, регулирующие экспорт ЯМ и технологий в соответствии с требованиями п. 2 статьи III ДНЯО, в 1971 г. был образован Комитет Цангера. Еще одним политическим аспектом, важным с точки зрения экспортного контроля за передачами ЯМ и оборудования является договоренность, достигнутая в рамках Группы ядерных поставщиков. Сегодня настало время снять с быстрых реакторов и их ЯТЦ незаслуженно навешанный им ранее ярлык, как наиболее опасных установок атомной энергетики с точки зрения проблемы нераспространения ЯО. Поэтому проблема заключается не в запрете экспорта быстрых реакторов, а в том, как приспособить и/или усовершенствовать существующие сегодня для тепловых реакторов меры контроля и проверки (гарантии) к новым установкам.

ПЕРЕРАБОТКА ОЯТ И ОБРАЩЕНИЕ С РАО В ПН ПРОРЫВ. РЕЗУЛЬТАТЫ 2019 ГОДА

А. Ю. Шадрин^{1,2}, В. Л. Виданов^{1,2}, К. Н. Двоглазов^{1,2}, С. А. Дмитриев¹, А. А. Жеребцов¹,
Ю. А. Евсюкова^{1,2}, В. А. Кашеев², Ю. С. Мочалов¹, О. В. Шмидт^{1,2}

¹АО «ПРОРЫВ», г. Москва

²АО «ВНИИНМ им. академ. А.А. Бочвара», г. Москва

E-mail: shau@proryv2020.ru

В рамках проектного направления «Прорыв» к концу 2019 г. проведен цикл НИОКР в обоснование работоспособности топлива и переработки ОЯТ.

К настоящему времени изготовлено и поставлено на облучение 18 ЭТВС - более 1000 твэлов со СНУП топливом различной конструкции с оболочками из аустенитных и ферритно-мартенситных сталей. Успешно завершено облучение 10-ти ЭТВС до максимального выгорания 7,5 % т.а., продолжается облучение 8-ми ЭТВС. Завершены ПРИ КЭТВС-1, -6, -7 с твэлами штатной геометрии БН-600, КЭТВС-2, -3, ЭТВС-4, -5 с твэлами типа БН-1200 и БРЕСТ.

Получены данные, необходимые для корректировки ТУ, для верификации топливных кодов, а также для обоснования конструкции и работоспособности твэлов первых загрузок БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200 со СНУП топливом.

В области переработки СПУН ОЯТ к настоящему времени показана принципиальная возможность использования пирохимических, в том числе пироэлектрохимических, головных операций и продемонстрирована с использованием макроколичеств U, Pu, Np и реальных высокоактивных отходов техническая реализуемость:

- окисления СНУП ОЯТ (подтверждена сухая сепарация ОЯТ и оболочек твэл, удаление из ОЯТ более 99,9% трития и более 98% ¹⁴C);
- экстракционного и экстракционно-кристаллизационного аффинажа неразделенной смеси U+Pu+Np (подтвержден суммарный коэффициент очистки 5·10⁶);
- достижимость глубины извлечения актинидов (более 99,9 %) для радиационно-эквивалентного захоронения РАО;
- технологии получения методом СВЧ-денитрации смешанных оксидов U+Pu+Np, U-Am, U-Cm и чистого U (проверена на U и Ce);
- технологии выделения суммы РЗЭ-ГПЭ и разделения Am и Cm;
- отверждения ВАО в боросиликатное стекло в дистанционно-удаляемом холодном тигле.

В 2019 г. методом высокоэффективной жидкостной хроматографии под высоким давлением доказана возможность разделения граммовых количеств америция и кюрия.

На стенде АО «СХК» доказана возможность достижения требуемых в ПН «Прорыв» ограничений на присутствие МА в РАО, важных с точки зрения сокращения времени достижения

РЭ образующихся РАО – стабильно, по данным анализа усредненных проб потери в РАО U и Pu менее 0,01 %, Np менее 0,1 %. Закончена разработка технологии получения оксидов An методом СВЧ денитрации. На основании полученных результатов выполнена корректировка исходных данных для разработки технического задания для ПД МП. Предусмотрена возможность работы МП на основе гидropередела.

В области математического моделирования впервые в РФ методы мат. обработки результатов измерений (хеометрика) использована в пилотном масштабе на реальном продукте. При On-line контроле U, Pu(IV), Pu(VI) и HNO₃ данным методом погрешность по Pu не превысила 0,2 г/л. Начата разработка моделей для обоснования взрыво-пожаро-безопасности. В частности, начата разработка базы данных критериев воспламенения рабочих сред и сделан выбор модели горения и детонации. Кроме того, в 2019 г. проводилась экспериментальная проверка ряда моделей (экстракционное фракционирование, выпарные процессы, сокристаллизация нитрата уранила и плутонила, сорбционное разделение Am и Cm). Результаты проверок будут использованы при доработке моделей.

РАСЧЕТ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ОБОРУДОВАНИЕ И ПЕРСОНАЛ МП И МФР. РАБОТЫ 2019 ГОДА

У. Ф. Шереметьева, Н. Д. Дырда, М. А. Трапезников, И. Р. Макеева, Д. В. Хмельницкий

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

E-mail: u.f.sheremetyeva@vniitf.ru

В рамках работ по ФЦП «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период до 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года» и проекта «Новая технологическая платформа: замкнутый ядерно–топливный цикл с реакторами на быстрых нейтронах» разрабатываются технологии замыкания ядерного топливного цикла для перспективных реакторов БР и БН.

Большая часть технологий замыкания ядерного топливного цикла разрабатывается впервые и не имеет аналогов, кроме того, в цикл вовлекаются высокоактивные материалы, экспериментальная работа с которыми затруднена или вовсе невозможна. Одним из определяющих условий при разработке аппаратов и технологических линий для модуля фабрикации и рефабрикации топлива и модуля переработки является обеспечение всех видов безопасности: ядерной, радиационной, пожаровзрывобезопасности.

В рамках работ по проектному направлению «Прорыв» в РФЯЦ–ВНИИТФ разрабатываются гидродинамические модели процессов, протекающих в аппаратах МП и МФР (аппарат–растворитель, боксе дозирования с автоматическими весовыми дозами, центробежный экстрактор).

По результатам гидродинамического моделирования работы аппаратов были проведены расчеты дозы фотонного и нейтронного излучения внутри защитных камер и на их поверхности для аппарата растворителя и бокса весового дозирования при штатной работе и некоторых аварийных ситуациях.

Для каскада центробежных экстракторов был проведен расчет поглощенной дозы фотонного и нейтронного излучения в различных частях аппарата, при этом учитывался различный состав входных продуктов.

Для расчетов доз используются программные комплексы ПРИЗМА и РИСК [1, 2], разработанные в РФЯЦ–ВНИИТФ. Особенностью таких расчетов для аппаратов переработки ОЯТ является наличие большого числа изотопов в составе. При формировании источника учитываются все изотопы, информация о которых содержится в библиотеке оцененных ядерных данных ENDF B/VII [3].

Список литературы:

1. Зацепин О.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Малышкин Г.Н., Модестов Д.Г. Расчеты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора ВВЭР-1000. ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов, –2011. Вып. 4, 64–73 с.

2. Модестов Д. Г. Программа решения задач ядерной кинетики РИСК-2014. Препринт РФЯЦ – ВНИИТФ № 243, г. Снежинск, –2014.
3. Библиотека оцененных ядерных данных ENDF/B-VII. Электронный ресурс: <http://www-nds.iaea.org/public/download-endf/ENDF-B-VII.1>

ПРОВЕДЕНИЕ МНОГОВАРИАНТНЫХ СВЯЗАННЫХ БАЛАНСОВЫХ И ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ СРЕДСТВАМИ ПЛАТФОРМЫ АТЭК

О. В. Шульц, А. А. Рыкунова, А. Е. Паукова, В. Ю. Пугачев

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

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

Для моделирования и анализа стратегий развития ядерной энергетики, а впоследствии и для моделирования технологий радиохимического производства в РФЯЦ–ВНИИТФ разрабатывается программный комплекс АЭТК [1, 2]. На момент написания настоящей работы актуальная версия представляет собой программную платформу, позволяющую с использованием различных программных модулей производить как сквозные балансовые расчеты различных технологий, так и детальные расчеты отдельных операций с привлечением математических моделей разработанных сторонними коллективами.

В связи с обилием вариантов реализации различных технологий детальные математические модели разработаны только для ряда основных операций. Кроме того не все существующие модели позволяют проводить сквозные балансовые расчеты. Для моделирования таких процессов был разработан универсальный подход, позволяющий описывать химические превращения в приближении термодинамического равновесия или квазиравновесия. Для этого был реализован программный интерфейс, позволяющий при проведении сквозных балансовых расчетов вызывать функцию расчета химически равновесного состава, реализованную в программном комплексе TeDy [3]. На вход функция получает список рассматриваемых веществ с учетом их фазовых состояний, а также температуру и давление. На выходе функция возвращает состав, рассчитанный с использованием алгоритмов минимизации полной энергии Гиббса системы, соответствующий химическому равновесию или квазиравновесию (в зависимости от постановки) в системе.

Так как в технологических линиях различные узлы соединены друг с другом, изменение параметров на одном из них, как правило, влечет изменение режима работы всех связанных узлов и, соответственно, всей линии. В случае даже относительно простых схем и стандартных узлов зависимости режимов работы от параметров отдельных узлов могут быть немонотонными. В связи с этим для исследования таких зависимостей, определения допустимых диапазонов отклонений параметров и поиска оптимальных условий необходимы многовариантные расчеты. Для этого в программной платформе АТЭК реализован интерпретатор скриптов, позволяющий проводить множественные расчеты по составленным заранее сценариям. В этом режиме выполнение программы происходит без загрузки оконного интерфейса, что позволяет существенно снизить время выполнения. Для расчетов используется заранее сформированный вариант, в котором с помощью специальных команд сценария варьируются требуемые параметры. Результаты расчетов записываются в файл выходных данных.

В качестве примера применения описанного функционала для многовариантных расчетов с использованием термодинамического модуля можно привести расчеты, проведенные для поиска оптимального режима работы технологии риформинга природного газа. В работе [4] описан упрощенный вариант технологической схемы для производства водорода методом парового риформинга. В серии многовариантных расчетов варьировались расходы реагентов и температурный режим процесса. По результатам расчетов показана немонотонная зависимость выхода водорода в зависимости от температурного режима процесса, а также нелинейная зависимость от расхода подаваемого водяного пара. Продемонстрирована возможность оптимизации параметров процесса для увеличения выхода целевого продукта.

Список литературы:

1. Петунин С. А., Вербицкая О. В., Дарина Л. Н., Доровских И. А., Дубосарский В. Г., Макеева И. Р., Пчелинцева С. В., Силантьева И. Ю., Симоненко В. А., Соколов В. П., Романова Н. Ю. Программный комплекс АТЭК для моделирования технологий ядерного топливного цикла // Сборник. X Международная конференция «ЗНЧ», г. Снежинск, –2010, 254–255 с.
2. Макеева И. Р., Симоненко В. А., Соколов В. П. Комплекс АТЭК для моделирования технологий ядерного энергетического комплекса // Сборник тезисов. «VII Российская конференция «Радиохимия», г. Димитровград, –2012. 160 с.
3. Пешкичев И. В., Куропатенко В. Ф., Макеева И. Р. и др. // Программный комплекс TeDu для решения задач термодинамического моделирования. Вестник ЮУрГУ. Серия: «Математическое моделирование и программирование». – 2018. Т. 11, № 1. 84–94 с. DOI: 10.14529/mmp180108.
4. О. В. Шульц, А. А. Рыкунова, А. Е. Паукова, В. Ю. Пугачев. Моделирование риформинга природного газа с помощью программных средств платформы АТЭК. // Сборник трудов ВК «Научная сессия НИЯУ МИФИ-2019», Инновационные ядерные технологии.

АЛГОРИТМ ГЕНЕРАЦИИ КИНЕТИЧЕСКОГО МЕХАНИЗМА НА ПРИМЕРЕ РЕАКЦИИ ОКИСЛЕНИЯ ВОДОРОДА КИСЛОРОДОМ

О. В. Шульц

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

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

При моделировании физико-химических процессов, таких как процессы горения и взрыва, часто возникает необходимость детально описывать химическую кинетику. Для таких систем, как смеси водорода и углеводородов с воздухом существует ряд опубликованных кинетических механизмов, как например [1–3]. Наборы реакций в таких механизмах совпадают не полностью, а константы для общих реакций, как показано в работе [4], могут существенно различаться. Причинами таких расхождений могут быть как экспериментальные, так и вычислительные сложности определения кинетических параметров отдельных реакций. Таким образом, выбор кинетического механизма для моделирования различных систем является нетривиальной задачей.

В настоящей работе предлагается стохастический метод поиска приближенного решения обратной задачи химической кинетики на основе эволюционного алгоритма по заданным справочным и экспериментальным данным. Метод разработан для описания сложных химических превращений, таких как, например, разветвленные цепные реакции.

На начальном этапе работы алгоритма формируется набор базисных химических реакций такой, что любая химическая реакция с участием рассматриваемых частиц может быть записана как линейная комбинация базисных. Далее формируется первое поколение кинетических механизмов. Для этого на основе базисного набора случайным образом формируются различные новые кинетические механизмы со случайными значениями кинетических констант. Затем для всех механизмов из первого поколения производится расчет ряда заранее сформированных задач с известными решениями. Для каждого механизма оценивается суммарная ошибка, по которой механизмы сортируются. На следующем этапе на основе первого поколения формируется второе таким образом, чтобы новые механизмы были в большей степени похожи на механизмы с наименьшей ошибкой из предыдущего поколения. Дополнительно механизмы нового поколения подвергаются стадии мутации, на которой в них добавляются случайные изменения. После многократного циклического повторения описанных стадий механизмы постепенно улучшаются и, таким образом, алгоритм находит приближенное решение обратной задачи химической кинетики.

В работе показан пример использования метода для генерации кинетических механизмов горения водорода. Для ряда сгенерированных механизмов проведены тестовые расчеты периодов индукции, результаты которых сравниваются с экспериментальными данными, а также с расчетами по механизму GRI 3.0.

Список литературы:

1. Smith Gr.P., Golden D. M., Frenklach M., Moriarty N. W., Eiteneer B., Goldenberg M., C. Th. Bowman, Hanson R. K., Song S., Gardiner W. C., Jr., Lissianski V. V., and Zhiwei Qin http://www.me.berkeley.edu/gri_mech/
2. Konnov A.A., Remaining uncertainties in the kinetic mechanism of hydrogen combustion, Combustion and Flame 152 (4),–2008, 507–528 p.
3. Williams F.A., Chemical-Kinetic Mechanisms for Combustion Applications, University of California, San Diego, <http://maeweb.ucsd.edu/~combustion/cermech/index.html>.–2010.
4. Assessment of existing H₂/O₂ chemical reaction mechanisms at reheat gas turbine conditions. T. Weydahla, M. Pooyapakkamb, M. Seljeskoga, N. Erland L. Haugena. Preprint submitted to International Journal of Hydrogen Energy.

АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

Абрамов А. В. 5, 26, 38
Александрова Е. С. 21
Алимгулов Р. Р. 26
Андреев С. А. 37
Аникин Н. Б. 3
Антропов А. С. 3

Безгодов Е. В. 4, 21
Бекетов А. П. 5, 38
Беликов С. В. 26
Белоногова Е. А. 5
Белоногов М. Н. 8, 32, 37
Беляев П. Е. 6
Блажева И. В. 27
Бландинский В. Ю. 21
Бобров Е. А. 10, 15, 41
Бочкарева А. А. 5
Бугаенко И. Л. 3

Вербицкая О. В. 23
Виданов В. Л. 42
Волков И. А. 8, 32, 37
Волкович В. А. 26
Волошин Н. П. 41

Галашев А. Е. 18, 20
Гибадуллина А. Ф. 26
Глотов В. Ю. 10, 12
Гожимов А. И. 9, 22
Голецкий Н. Д. 27
Гордеев М. Н. 32
Гулевич А. В. 41
Гурин А. В. 10
Гурская О. С. 11

Давиденко О. В. 41
Давлетчин Ю. Ф. 21
Двоглазов К. Н. 42
Дедюхин А. Е. 24
Декусар В. М. 41
Дмитриев С. А. 42
Дубосарский В. Г. 21, 30
Дырда Н. Д. 43

Евсюкова Ю. А. 42
Егоров А. В. 11, 23, 30

Жеребцов А. А. 42
Жиляков А. Ю. 26

Зайков Ю. П. 16, 18, 19, 24, 28
Зильберман Б. Я. 27
Золотарев Д. А. 26
Зродников А. В. 11

Канаев А. А. 10, 12
Каримов К. Р. 24
Карпушкин Т. Ю. 41
Кашеев В. А. 32, 42
Кириллов И. А. 12, 40
Киселев А. Е. 10, 12
Коваленко Н. А. 15
Коробейников В. В. 11
Крюков В. А. 4
Кудинов А. С. 27
Кузнецова О. В. 23
Кучинов В. П. 41

Ливенцов С. Н. 9, 22
Литвин В. И. 37

Мазанников М. В. 16
Макеева И. Р. 5, 6, 17, 21, 23, 30, 32, 38, 43
Манжуров А. И. 18
Мастюк Д. А. 6
Модестов Д. Г. 8, 32, 37
Мосеев А. Л. 11
Мосина Н. Г. 32
Мочалов Ю. С. 42
Мошкин Д. Л. 21
Мушников П. Н. 19, 28

Наумов А. А. 27
Некрасов К. А. 20
Никифоров М. В. 21

Павленко А. В. 3
Пасюков С. Д. 21
Паукова А. Е. 30, 44
Пешкичев И. В. 21
Пигасов Е. Е. 6
Пискунов А. Ю. 3

Плаксин В. Ю.	12	Славинский К. А.	35	Хотинов В. А.	26
Плетнев А. О.	9, 22	Соколов Ю. А.	37	Хренников Н. Н.	40
Половов И. Б.	26	Стегайлов В. В.	3	Хрулев А. Н.	5, 38
Полосин А. А.	9, 22	Субботин С. А.	15		
Понизов А. В.	29	Сырцова Ю. Г.	23		
Попов И. С.	23			Цибульский С. В.	41
Потапов А. М.	16, 24, 25	Тараканов А. А.	21	Чебесков А. Н.	41
Пугачев В. Ю.	21, 30, 38, 44	Теплов П. С.	10	Чернявский А. О.	5
Пузиков Е. А.	27	Ткачева О. Ю.	19	Чернявский А. О.	38
Пчелинцева С. В.	23	Томилов Ю. А.	36	Чудинова В. А.	23
		Трапезников М. А.	37, 43		
Ребрин О. И.	26	Трубченинова А. И.	26	Шадрин А. Ю.	32, 35, 42
Редькин А.	28	Тулаева Н. Н.	38	Шарафутдинов Р. Б.	40
Родин А. В.	29	Тяктев А. А.	3	Шелан В. А.	32
Родина Е. А.	23, 30			Шереметьева У. Ф.	43
Романова Н. Ю.	23	Файрушина Л. Р.	30, 38	Шишкин В. Ю.	19, 25, 28
Рыкованов Г. Н.	38	Фомиченко П. А.	10	Шмидт О. В.	32, 35
Рыкунова А. А.	30, 32, 38, 44			Шульц О. В.	30, 32, 44, 45
				Щенникова Е. М.	36
Салюлев А. Б.	25	Харитонов Н. Л.	12, 40		
Санникова П. А.	32	Хищенко К. В.	40	Юдов А. А.	37
Санников И. В.	32	Хмельницкий Д. В.	8, 32, 37, 43		
Симоненко В. А.	3, 4, 8, 32, 33, 37	Хомяков Ю. С.	23, 30		

СОДЕРЖАНИЕ

РАСПРОСТРАНЕНИЕ ПЛАМЕН В ВОДОРОДО-ВОЗДУШНЫХ СМЕСЯХ ВБЛИЗИ НИЖНИХ КОНЦЕНТРАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ

Н. Б. Аникин, А. В. Павленко, В. А. Симоненко, А. А. Тяктев, И. Л. Бугаенко, А. Ю. Пискунов
ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 3

ДИФфуЗИЯ ФАсЕТОЧНЫХ ПУЗЫРЕЙ В ОЦК-УРАНЕ:

АТОМИСТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ И КИНЕТИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ

А. С. Антропов, В. В. Стегайлов
Объединенный институт высоких температур РАН, г. Москва 3

К РАЗРАБОТКЕ МЕТОДИК ИСПЫТАНИЙ РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА

Е. В. Безгоднов^{1, 2}, В. А. Симоненко¹, В. М. Крюков¹
¹ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск
²Снежинский физико-технологический институт НИЯУ МИФИ, г. Снежинск 4

АНАЛИТИЧЕСКОЕ И ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕПЛОВОГО И НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ ПУНКТА ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

А. П. Бекетов¹, А. В. Абрамов¹, Г. Н. Рыкованов¹, А. Н. Хрулев¹, А. О. Чернявский²
¹ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 5

МОДЕЛИРОВАНИЕ ИНДУКЦИОННОГО ПЛАВИТЕЛЯ С «ХОЛОДНЫМ» ТИГЛЕМ ДЛЯ ОСТЕКЛОВАЙВАНИЯ ВАО

Е. А. Белоногова, А. А. Бочкарева, И. Р. Макеева
ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 5

РАЗРАБОТКА ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ АППАРАТОВ МП И МФР

**П. Е. Беляев^{1, 2}, И. Р. Макеева^{1, 2}, Д. А. Мастюк¹, Е. Е. Пигасов^{1, 2},
У. Ф. Шереметьева¹, А. А. Бочкарева¹**
¹ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск,
²ФГАОУ ВО ЮУрГУ (НИУ), г. Челябинск 6

О ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОЙ ПОДКРИТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЕ С ИСТОЧНИКОМ ВЫСОКОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПРОТОНОВ

И. А. Волков, М. Н. Белоногов, Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Д. В. Хмельницкий
ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 8

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ЖИДКОСТНОЙ ХРОМАТОГРАФИИ В КОД ТП

А. И. Гожимов, С. Н. Ливенцов, А. О. Плетнев, А. А. Полосин
НИ Томский политехнический университет, г. Томск 9

БЕСПАРАМЕТРИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ВОДОРОДНОЙ ВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ НА АЭС С ПОМОЩЬЮ КОДА САВАРЕТ-SC1

В. Ю. Глозов, А. А. Канаев, А. Е. Киселев
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, г. Москва 10

РАЗВИТИЕ РАСЧЕТНОГО ИНСТРУМЕНТА STEM ДЛЯ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЫ

А. В. Гурин, П. С. Теплов, Е. А. Бобров, П. А. Фомиченко
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва 10

ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ СЦЕНАРИЕВ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ РОССИИ
В УСЛОВИЯХ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ЗНАНИЙ О БУДУЩЕМ

А. Ф. Егоров, А. В. Зродников, В. В. Коробейников, А. Л. Мосеев, В. М. Декусар, О. С. Гурская

АО «ГНЦ РФ Физико-энергетический институт им. А. И. Лейпунского», г. Обнинск. 11

АДАПТАЦИЯ ПРОГРАММЫ ДЛЯ ЭВМ SAVARET_SC1 ДЛЯ АНАЛИЗА ЗАДАЧ
БЕЗОПАСНОСТИ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

А. А. Канаев, В. Ю. Глотов, А. Е. Киселев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, г. Москва 12

ТЕОРЕТИЧЕСКАЯ ОЦЕНКА КОНЦЕНТРАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ
ДЛЯ СПОСОБНОСТИ ВОДЯНОГО ПАРА ПОДАВЛЯТЬ УСКОРЕНИЕ ПЛАМЕН
В ПАРО-ВОДОРОДНО-ВОЗДУШНЫХ СМЕСЯХ

И. А. Кириллов¹, В. Ю. Плаксин², Н. Л. Харитонова³

¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва,

²ООО «КинтехЛаб», г. Москва

³ФБУ НТЦ по ядерной и радиационной безопасности, г. Москва. 12

КРИТИЧЕСКИЕ МОРФОЛОГИЧЕСКИЕ ЯВЛЕНИЯ ПРИ СВОБОДНОМ ДВУМЕРНОМ
РАСПРОСТРАНЕНИИ ФРОНТОВ ГОРЕНИЯ В УЛЬТРА-БЕДНЫХ ВОДОРОДНО-ВОЗДУШНЫХ
СМЕСЯХ В УСЛОВИЯХ, ИМИТИРУЮЩИХ ОТСУТСТВИЕ СИЛЫ ТЯЖЕСТИ

И. А. Кириллов¹, В. П. Денисенко¹, А. С. Мелихов²

¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

²ВНИИПО, г. Москва 13

О КОНЦЕПЦИИ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ:
МОДЕЛИ АВАРИИ

И. А. Кириллов¹, В. А. Пантелеев², В. А. Симоненко³,

Н. Н. Пономарев-Степной⁴, Н. Л. Харитонова⁵

¹НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

²ИБРАЭ РАН, г. Москва.

³ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ», г. Снежинск

⁴Росэнергоатом, г. Москва

⁵ФБУ НТЦ по ядерной и радиационной безопасности, г. Москва. 14

ВЛИЯНИЕ СЖИГАНИЯ ДОЛГОЖИВУЩИХ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ АМ И NР
НА ТЕМПЫ НАКОПЛЕНИЯ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ
С МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ

Н. А. Коваленко, С. А. Субботин, Е. А. Бобров

НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва 15

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ UN С АЗОТОМ ПРИ ПОВЫШЕННЫХ ТЕМПЕРАТУРАХ.
ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ
И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ДАННЫЕ

М. В. Мазанников, А. М. Потапов, Ю. П. Зайков

Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург 16

РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНЫХ СРЕДСТВ ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ
ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ЯТЦ

И. Р. Макеева

ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 17

КОНЕЧНО-ЭЛЕМЕНТНЫЙ АНАЛИЗ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

А. И. Манжуров^{1, 2}, *А. Е. Галашев^{1, 2}, Ю. П. Зайков^{1, 2}*

¹Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург

²ФГАОУ ВО «УрФУ им. первого Президента России Б. Н. Ельцина», г. Екатеринбург 18

ИССЛЕДОВАНИЯ РАСТВОРИМОСТИ ИМИТАТОРОВ ФТОРИДОВ ПД И ДМ В РАСПЛАВЕ FLiNAK

П. Н. Мушников¹, *О. Ю. Ткачева¹, Ю. П. Зайков¹, В. Ю. Шишкин¹,
В. А. Симоненко², Д. В. Хмельницкий²*

¹Институт высокотемпературной электрохимии, УрО РАН, г. Екатеринбург

²ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 19

НАЧАЛЬНЫЕ СТАДИИ ПРОЦЕССА ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ ДИОКСИДА УРАНА В РАСПЛАВЕ LiCl. МОЛЕКУЛЯРНО - ДИНАМИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ

К. А. Некрасов^{1, 2}, *А. Е. Галашев¹*

¹Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург

²ФГАОУ ВО «УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург 20

УСТАНОВКИ РФЯЦ-ВНИИТФ, СОЗДАННЫЕ ДЛЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ОБОСНОВАНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

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

ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 21

РАЗВИТИЕ БАЗ ДАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕХНОЛОГИИ ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ МП ОДЭК

И. В. Пешкичев, *И. Р. Макеева, В. Ю. Пугачёв, В. Г. Дубосарский, Е. С. Александрова*

ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 21

МОДЕЛИРОВАНИЕ СИСТЕМ ДОЗИРОВАНИЯ ИСХОДНОГО ПЛАВА В ЛИНЕЙНОМ КРИСТАЛЛИЗАТОРЕ В КОД ТП

А. О. Плетнев, *А. И. Гожимов, А. А. Полосин, С. Н. Ливенцов*

НИ Томский политехнический университет, г. Томск 22

РТМ-2. РАЗВИТИЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ЗАМКНУТЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ. ЭТАП 2019 ГОДА.

И. С. Попов¹, *О. В. Вербицкая¹, А. В. Егоров², О. В. Кузнецова¹, И. Р. Макеева¹, С. В. Пчелинцева¹,
Н. Ю. Романова¹, Е. А. Родина², Ю. Г. Сырцова¹, Ю. С. Хомяков², В. А. Чудинова²*

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

²АО «ПРОРЫВ», г. Москва 23

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ И ПРОГНОЗИРУЕМЫЕ ДАННЫЕ ПО ЭЛЕКТРОПРОВОДНОСТИ И ПЛОТНОСТИ КАДМИЙСОДЕРЖАЩИХ ХЛОРИДНЫХ РАСПЛАВОВ

А. М. Потапов, *А. Б. Салюлев, В. Ю. Шишкин*

Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург 25

КОРРОЗИОННЫЕ СВОЙСТВА КАНДИДАТНЫХ МАТЕРИАЛОВ ВО ФТОРИДНЫХ СИСТЕМАХ LiF-NAF-KF И LiF-BEF₂

И. Б. Половов, *А. В. Абрамов, А. И. Трубоченинова, Р. Р. Алимгулов, Д. А. Золотарев,
А. Ф. Гибадуллина, В. А. Волкович, А. Ю. Жиликов, В. А. Хотинов, С. В. Беликов, О. И. Ребрин*

ФГАОУ ВО «УрФУ им. первого Президента России Б.Н. Ельцина», г. Екатеринбург 26

УНИФИЦИРОВАННАЯ МОДЕЛЬ ДЛЯ ОПИСАНИЯ ЭКСТРАКЦИИ НИТРАТОВ ЧЕТЫРЕХВАЛЕНТНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ КОНЦЕНТРИРОВАННЫМИ РАСТВОРАМИ ТБФ И ЕЕ ВЕРИФИКАЦИЯ	
Е. А. Пузиков, Б. Я. Зильберман, Н. Д. Голецкий, И. В. Блажева, А. А. Наумов, А. С. Кудинов АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Санкт-Петербург	27
ОЦЕНКА ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ РАСПЛАВЛЕННЫХ ФТОРИДОВ	
А. Редькин, Ю. П. Зайков, П. Н. Мушников, В. Ю. Шишкин Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, г. Екатеринбург	28
ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПОЖАРОВЗРЫВООПАСНОСТЬ ГАЗО–ПАРОВОЗДУШНЫХ СРЕД РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ	
А. В. Родин, А. В. Понизов ФБУ «Научно–технический центр по ядерной и радиационной безопасности», г. Москва	29
ПРИМЕНЕНИЕ ПК РТМ-2 ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА	
Е. А. Родина, А. В. Егоров, Ю. С. Хомяков АО «Прорыв», г. Москва	30
ПРИМЕНЕНИЕ ПЛАТФОРМЫ АТЭК ДЛЯ РЕШЕНИЯ ПРИКЛАДНЫХ ЗАДАЧ РАЗВИТИЯ ХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ И ПРОИЗВОДСТВ	
А. А. Рыкунова, И. Р. Макеева, В. Ю. Пугачев, В. Г. Дубосарский, А. Е. Паукова, Л. Р. Файрушина, О. В. Шульц ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск	30
РЕЗУЛЬТАТЫ ПРЕДВАРИТЕЛЬНОГО РАСЧЕТА ДЛЯ СРАВНЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ПЕРЕРАБОТКИ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ ЖИДКОСОЛЕВОЙ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ	
А. А. Рыкунова¹, И. Р. Макеева¹, А. Ю. Шадрин², О. В. Шмидт², В. А. Кащеев² ¹ ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск ² АО «ВНИИНМ им. академ. А. А. Бочвара», г. Москва	32
ИССЛЕДОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ИМИТАТОРОВ АКТИНИДОВ В ОБОСНОВАНИЕ ВЫБОРА СОЛЕВОГО РАСТВОРИТЕЛЯ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА-СЖИГАТЕЛЯ	
П. А. Санникова, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, М. Н. Гордеев, Д. Г. Модестов, Н. Г. Мосина, И. В. Санников, В. А. Симоненко, Д. В. Хмельницкий, В. А. Шелан, О. В. Шульц ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск	32
ВЗАИМНАЯ ДОПОЛНИТЕЛЬНОСТЬ ИССЛЕДОВАНИЙ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛЯ ЯДЕРНОЙ И ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
В. А. Симоненко ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск	33
МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ МАТЕРИАЛЬНЫХ ПОТОКОВ КОМПОНЕНТОВ И ИХ ХАРАКТЕРИСТИК В РЕКТИФИКАЦИОННОЙ КОЛОННЕ УЗЛА УПАРИВАНИЯ ВАО	
К. А. Славинский^{1,2}, О. В. Шмидт^{1,2}, Ю. А. Шадрин^{1,2} ¹ АО «ВНИИНМ им. академ. А. А. Бочвара», г. Москва ² АО «ПРОРЫВ», г. Москва	35
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ВОДОРОДНОЙ ПОЖАР-СТРУИ В ИНТЕРЕСАХ БЕЗОПАСНОСТИ ВОДОРОДНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ	
Ю. А. Томилов^{1,2}, Е. М. Щенникова^{1,2} ¹ ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск ² Снежинский физико–технологический институт НИЯУ МИФИ, г. Снежинск	36

О КОНСТАНТНОЙ ПОГРЕШНОСТИ РАСЧЕТОВ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА И ВОЗМОЖНОСТИ ЕЕ ОЦЕНКИ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ПРЕЦИЗИОННЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ НА ФКБН-2

М. А. Трапезников, С. А. Андреев, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, В. И. Литвин, Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Ю. А. Соколов, Д. В. Хмельницкий, А. А. Юдов
ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 37

ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ДЕЙСТВУЮЩИХ ФАКТОРОВ НА ТЕПЛОВОЕ И НАПРЯЖЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПУНКТА ГЛУБИННОГО ЗАХОРОНЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Н. Н. Тулаева¹, А. В. Абрамов¹, А. П. Бекетов¹, Г. Н. Рыкованов¹, А. Н. Хрулев¹, А. О. Чернявский²
¹ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск
²ЮУрГУ (НИУ), г. Челябинск 38

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПК ВИЗАРТ ДЛЯ ОЦЕНКИ ЗАТРАТ НА ОБРАЩЕНИЕ С РАО ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ВАРИАНТАХ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ

Л. Р. Файрушина, А. А. Рыкунова, И. Р. Макеева, В. Ю. Пугачев
ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 38

ВЛИЯНИЕ МОНООКСИДА УГЛЕРОДА НА ЧИСЛЕННЫЕ КРИТЕРИИ ВОСПЛАМЕНЕНИЯ И РЕЖИМЫ ГОРЕНИЯ ПАРОВОДОРОДНЫХ СМЕСЕЙ В УСЛОВИЯХ ГЕРМЕТИЧНОГО ОГРАЖДЕНИЯ ЭНЕРГОБЛОКОВ ВВЭР ПРИ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЯХ

Н. Л. Харитонова, И. А. Кириллов, Р. Б. Шарафутдинов, Н. Н. Хренников
ФБУ НТЦ по ядерной и радиационной безопасности, г. Москва 40

УРАВНЕНИЕ СОСТОЯНИЯ ВОДОРОДА ВБЛИЗИ ОБЛАСТИ ПЕРЕХОДА ЖИДКОСТЬ–ПАР

К. В. Хищенко
Объединенный институт высоких температур РАН, г. Москва 40

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ТЕМПЕРАТУРНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ НА ОСНОВНЫЕ НЕЙТРОННО–ФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ В ГЕТЕРОГЕННОМ ТВЕЛЕ РЕАКТОРА ВВЭР

С. В. Цибульский, В. Ю. Бландинский, Е. А. Бобров, О. В. Давиденко, Т. Ю. Карпушкин
НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва

К ВОПРОСУ ОБ ЭКСПОРТЕ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ В УСЛОВИЯХ РЕЖИМА ЯДЕРНОГО НЕРАСПРОСТРАНЕНИЯ

А. Н. Чебесков¹, А. В. Гулевич¹, В. М. Декусар¹, Н. П. Волошин², В. П. Кучинов³
¹ГНЦ РФ ФЭИ им. А. И. Лейпунского, г. Обнинск
²ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск
³НИЯУ МИФИ, г. Москва 41

ПЕРЕРАБОТКА ОЯТ И ОБРАЩЕНИЕ С РАО В ПН ПРОРЫВ. РЕЗУЛЬТАТЫ 2019 ГОДА

А. Ю. Шадрин^{1, 2}, В. Л. Виданов^{1, 2}, К. Н. Двоеглазов^{1, 2}, С. А. Дмитриев¹, А. А. Жеребцов¹, Ю. А. Евсюкова^{1, 2}, В. А. Кашеев², Ю. С. Мочалов¹, О. В. Шмидт^{1, 2}
¹АО «ПРОРЫВ», г. Москва
²АО «ВНИИНМ им. академ. А. А. Бочвара», г. Москва 42

РАСЧЕТ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ОБОРУДОВАНИЕ И ПЕРСОНАЛ

У. Ф. Шереметьева, Н. Д. Дырда, М. А. Трапезников, И. Р. Макеева, Д. В. Хмельницкий
ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 43

ПРОВЕДЕНИЕ МНОГОВАРИАНТНЫХ СВЯЗАННЫХ БАЛАНСОВЫХ И ТЕРМОДИНАМИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ СРЕДСТВАМИ ПЛАТФОРМЫ АТЭК

О. В. Шульц, А. А. Рыкунова, А. Е. Паукова, В. Ю. Пугачев
ФГУП «РФЯЦ–ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск 44

АЛГОРИТМ ГЕНЕРАЦИИ КИНЕТИЧЕСКОГО МЕХАНИЗМА НА ПРИМЕРЕ РЕАКЦИИ
ОКИСЛЕНИЯ ВОДОРОДА КИСЛОРОДОМ

О. В. Шульц

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», г. Снежинск. 45

АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ 47