

**XIV**

научный семинар

**Моделирование  
технологий ядерного  
топливного цикла**

3–5 марта 2026 г.

РФЯЦ–ВНИИТФ, Снежинск

УДК 621.039.516.4

М74

**Моделирование технологий ядерного топливного цикла:** сборник тезисов докладов XIV научного семинара (НС МТЯТЦ 2026) 3–5 марта 2026 г. – Снежинск : Изд-во РФЯЦ – ВНИИТФ, 2026. – 48 с.: ил.

ISBN 978-5-6054989-2-6

Настоящее издание является сборником тезисов докладов, представленных в рамках XIV 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 978-5-6054989-2-6

© ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ  
им. академ. Е. И. Забабахина», 2026

## **ЗАДАЧИ ТЕСТИРОВАНИЯ ФУНКЦИОНАЛА ВИЗАРТ-РДМ**

**А. С. Акованцева<sup>1</sup>, Д. Д. Вишняк<sup>1</sup>, Ю. А. Евсюкова<sup>1,2</sup>, О. В. Шмидт<sup>1,2</sup>**

<sup>1</sup>АО «ВНИИНМ имени академика А. А. Бочвара», Москва

<sup>2</sup>АО «Прорыв», Москва

E-mail: DDVishnyak@bochvar.ru

При подготовке исходных данных на проектирование любого радиохимического производства необходимо проведение балансовых расчетов всех материальных потоков, используемых в этом производстве технологий. Последовательное проведение необходимых расчетов для каждого варианта «вручную» довольно трудоемкий процесс, поэтому для реализации подобных задач в рамках проектного направления «Прорыв» специалистами ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ» и АО «ВНИИНМ» был создан программный комплекс «ВИЗАРТ» [1].

В ходе эксплуатации ПК ВИЗАРТ появились новые задачи и требования к функционалу комплекса, что вызвало необходимость модернизации части расчетных алгоритмов, пользовательского интерфейса и формы представления результатов. Основной целью создания ВИЗАРТ-РДМ является модернизация уже существующего функционала, а также его расширение для удовлетворения требований возросшего количества пользователей комплекса. В соответствие с данными условиями были разработаны требования к функционалу ВИЗАРТ-РДМ, направленные в первую очередь на создание удобной среды для различных пользователей, таких как, например, разработчик модели, разработчик технологии и технолог завода.

Для тестирования новых функциональных возможностей ВИЗАРТ-РДМ были разработаны постановочные задачи, оценивающие и проверяющие все основные элементы нового программного комплекса. При этом тестироваться будут как конкретные функциональные возможности, среди которых: создание укрупненных узлов схемы, расчет радиолиза, учет возможности осадкообразования на операциях и т. д., так и более сложные подсистемы: помощник технолога, редактор прикладных моделей и др.

Тестирование позволит проверить и доработать функционал ПК ВИЗАРТ-РДМ, что в свою очередь, расширит круг пользователей комплекса и позволит облегчить не только разработку новых технологий ЯТЦ, но и эксплуатацию, а также модернизацию уже существующих.

### **Литература**

1. **Шмидт, О. В.** Программный комплекс ВИЗАРТ для балансовых расчетов материальных потоков технологий замкнутого ядерного топливного цикла [Текст] / О. В. Шмидт, С. Г. Третьякова, Ю. А. Евсюкова и др. // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122, вып. 2. – С. 88–92.

\* \* \*

## **FLOWVISION — ИНСТРУМЕНТ ДЛЯ ТРЕХМЕРНОГО ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ЗАДАЧАХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА**

**А. А. Аксёнов, М. А. Кочетков**

ООО «ТЕСИС», Москва

E-mail: andrey@tesis.com.ru

Высокоточное прогнозирование процессов ядерного топливного цикла (ЯТЦ) необходимо на всех этапах ЯТЦ – добыча, переработка, обогащение, изготовление топлива, эксплуатация, хранение ОТВС. Экспериментальные методы отработки этих процессов ограничены радиационной опасностью, высокой стоимостью, масштабируемостью. Численное моделирование, как инструмент верификации проектных решений, анализа аварийных сценариев и оптимизации технологических режимов, позволяет решать задачи, стоящие перед разработчиками ЯТЦ.

Программный комплекс FlowVision уже более 20 лет используется в атомной промышленности для решения различных задач численного моделирования. FlowVision имеет ключевые преимущества для задач ЯТЦ – это российская разработка, соответствующая требованиям импортозамещения в атомной отрасли, междисциплинарность, одновременный учет гидродинамики теплоносителей (вода, жидкие металлы, газ), теплопереноса с фазовыми переходами, массопереноса радиоактивных изотопов, химических реакций в коррозионно-активных средах. FlowVision имеет локально-адаптивную сетку, позволяющую автоматически детализировать критические зоны тепловыделяющих сборок, зон контакта фаз, больших градиентов различных рассчитываемых величин.

FlowVision имеет широкий спектр математических моделей и методов решения задач, среди которых – уравнения движения жидкости, произвольные уравнения состояния среды и параметры среды (вязкость, теплопроводность и так далее). FlowVision позволяет учесть объемные силы (гравитация, магнитогидродинамические эффекты). Программный комплекс имеет различные модели теплопереноса – соряженный кондуктивно/конвективный теплоперенос в, радиационный теплообмен; массоперенос : диффузия изотопов в жидкостях/твердых телах, кинетика осаждения продуктов деления. FlowVision имеет несколько моделей турбулентности RANS и LES,

Для задач ЯТЦ FlowVision позволяет моделировать теплообмен в реакторах, расчет температурных полей в ТВС, расчет гидродинамики контуров охлаждения – циркуляция теплоносителя в первом и втором контурах, смешение потоков разной температуры, рассчитывать различные химические процессы переработки ОЯТ – химические реакции компонент, осаждение продуктов деления в растворах. Решаются задачи безопасности хранилищ ОТВС: – конвекция воздуха в боксах; дисперсия аэрозолей при разгерметизации.

FlowVision – удобный инструмент численного моделирования, имеющий интегрированный препроцессор и постпроцессор. Позволяет импортировать САД-геометрии реакторных установок (STEP, IGES); визуализировать поля скоростей, температур, концентрации химических компонент; графики различных параметров во времени и в пространстве, экспортировать данные для для кода нейтронно-физического расчета.

FlowVision имеет развитую экосистему для решения сложных междисциплинарных задач. В настоящее время он позволяет проводить совместные расчеты с российскими программными комплексами Купол, АПМ, Фидесис, Эйлер и зарубежными – Abaqus, TORT, Nastran.

FlowVision аттестован в НТЦ ЯРБ для проведения расчетов по безопасности ядерных реакторов.

\* \* \*

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В КАМЕРЕ РАЗДЕЛЕНИЯ ЦЕНТРОБЕЖНОГО ЭКСТРАКТОРА**

**У. Ф. Алтынникова<sup>1</sup>, Д. А. Мастюк<sup>1,2</sup>, Д. Ф. Ганеева<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск

E-mail: altynnikovauf@vniitf.ru

При разработке технологического оборудования в различных отраслях промышленности в практику вводится создание цифровых двойников, позволяющих выбрать наиболее предпочтительные решения при разработке оборудования, значительно снизить затраты на макетирование и проведение стендовых испытаний. Для создания цифрового двойника необходим выбор комплекса моделей, достоверно описывающих процессы в разрабатываемом аппарате.

В основе существующих технологических схем переработки отработавшего ядерного топлива лежат экстракционные процессы. Экстракция – процесс разделения смеси жидких или твердых веществ с помощью избирательных растворителей (экстрагентов). Центробежный экстрактор разделен на две зоны: камеру смешения, в которой осуществляется контакт

двух фаз для перехода ключевого компонента, и камеру разделения, в которой происходит разделение фаз под действием центробежной силы. Трехмерное гидродинамическое моделирование процессов, происходящих в экстракторе (массообмен между фазами, разделения фаз, распределение нерастворенного осадка, образование газовой фазы) представляет интерес для предварительной оценки и выбора наиболее предпочтительных технологических решений.

Для описания течения многокомпонентной или многофазной смеси частицы – жидкость существуют различные подходы. Двухжидкостный метод, в котором система алгебраических уравнений сохранения решается для каждой ячейки системы относится к группе методов Эйлера [1]. Дискретно-элементный метод, в котором движение каждой частицы рассматривается неразрывно с движением жидкости, относится к Лагранжевым методам отслеживания частиц [2]. Эти подходы реализован в решателях свободно распространяемого программного пакета OpenFOAM [3], который использовался для моделирования.

В работе представлены результаты расчетов разделение фаз под действием центробежной силы и поведение нерастворенного осадка в центробежном экстракторе. Данные модели могут быть использованы при построении системы компьютерных моделей для создания цифрового двойника центробежного экстрактора.

### Литература

1. **Быков, Л. В.** Основы вычислительного теплообмена и гидродинамики [Текст] : учеб. пособие / Л. В. Быков, А. М. Молчанов, Д. С. Янышев // Издание второе, исправленное и дополненное.
2. **Crowe, C. T.** Multiphase flows with droplets and particles [Text] // Boca Raton, FL: CLC Press, 2012. – ISBN: 9781439840504.
3. [Электронный ресурс]. – <http://www.OpenFOAM.org>.

\* \* \*

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОТЕЧЕК В ЦЕНТРИФУГЕ ОСВЕЩЕНИЯ

**Е. А. Белоногова<sup>1</sup>, Д. А. Мاستюк<sup>1,2</sup>, Е. Е. Пигасов<sup>1,2</sup>, А. В. Федорин<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск

E-mail: [belonogovaea@vniitf.ru](mailto:belonogovaea@vniitf.ru)

На стадии проектирования основного и вспомогательного оборудования радиохимических производств одной из важных задач является оптимизация конструкции и ее элементов, а также выдача рекомендаций по ее доработке. Для отработки конструкторских решений могут быть применены методы математического моделирования, которые позволяют сократить необходимость изготовления нескольких макетов дорогостоящего оборудования. Применение математического моделирования в данном случае требует создания компьютерных моделей разрабатываемых аппаратов, удовлетворяющих задачам моделирования. В 2024 г. были начаты работы по созданию цифровых двойников оборудования радиохимических производств в том числе для установки аппарата освещения.

Для освещения растворов на радиохимическом производстве планируется применять центрифугу осадительную вертикальную со шнековой выгрузкой осадка из ротора (центрифуга ОВШ), которая предназначена для разделения жидких неоднородных систем, содержащих мелкодисперсную твердую фазу. Центрифуга ОВШ используется для освещения растворов ОЯТ с целью очистки растворов ОЯТ от частиц взвесей и металлоидных включений. Она является опытно-промышленной центрифугой и предназначена для испытания на «холодном стенде» ФГУП ГХК с целью проверки основных конструктивных решений и получения основных технологических показателей работы центрифуги на имитаторах исходного раствора для Опытно-демонстрационного центра (ОДЦ).

Основными задачами расчетного моделирования центрифуги осветления являются:

- определение возможно допустимых диапазонов параметров, определяющих режимы ее работы, для контроля возможных протечек по штуцерам и возможным технологическим зазорам;
- определение эффективности осветления суспензии в зависимости от гранулометрического состава суспензии, расхода суспензии, начальной концентрации суспензии и твердой фазы.

В докладе рассматриваются результаты моделирования узла питания центрифуги осветления. В узле питания происходит подача суспензии в конический карман шнека и ее раскручивание до скорости, близкой к скорости вращения ротора. Задачей моделирования являлось определение наличия протечек в данной части аппарата осветления.

С использованием разработанной модели узла питания центрифуги осветления проведены тестовые расчеты на воде для различных значений частоты вращения шнека и расхода воды. Результаты расчетов позволяют выдвинуть предположения о возможных путях протечек центрифуги осветления и способах их устранения.

\* \* \*

## АЛГОРИТМ АВТОМАТИЧЕСКОГО ПОДБОРА АЭРОЗОЛЬНЫХ ФИЛЬТРОВ С УЧЕТОМ ФРАКЦИОННОГО СОСТАВА ГАЗОВОГО ПОТОКА

Д. Д. Вишняк<sup>1</sup>, А. С. Акованцева<sup>1</sup>, Ю. А. Евсюкова<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>АО «ВНИИНМ имени академика А. А. Бочвара», Москва

<sup>2</sup>АО «Прорыв», Москва

E-mail: ASAkovantseva@bochvar.ru

Необходимость учета фракционного состава при расчете баланса материальных потоков в технологических схемах возникает на различных операциях, например, фильтрации и седиментации. Гранулометрический фракционный состав позволяет прогнозировать процесс и оптимизировать операцию. Анализ распределения отдельных компонентов смеси на входе позволяет оценить унос частиц в фильтрат. Распределение частиц по размерам на входе также дает возможность оценить скорость фильтрации и максимальную влажность осадка. Исходя из этой информации подбирается тип и площадь фильтра, а также определяется потребность в коагулянте. С использованием фракционного состава возможно рассчитать эффективность разных видов фильтров, так как качество их работы напрямую зависит от размера частиц.

В предыдущей версии программного кода ВИЗАРТ процессы фильтрации описываются с помощью следующих критериев: степень очистки, процент захвата, коэффициент улавливания. Однако все эти критерии – интегральные обобщенные показатели, не отображающие эффективность улавливания частиц разного размера.

В разрабатываемой версии ВИЗАРТ-РДМ предполагается реализовать функционал, позволяющий учитывать фракционный состав по размерам частиц, что позволяет создать алгоритм автоматического подбора аэрозольных фильтров. Формализованный алгоритм проводит проверку фильтров из базы данных на соответствие заданным критериям. Результатом работы является формирование короткого списка фильтров, которые гарантированно подходят для решения поставленной задачи с технической точки зрения. Окончательный выбор лучшего решения остается за технологом или проектировщиком.

После реализации учета фракционного состава в ПК ВИЗАРТ-РДМ будет возможно доработать код операций фильтрации так, чтобы определять требуемое количество фильтров, частоту их замены и другие параметры, важные при проектировании, с достаточной точностью даже без необходимости проведения динамического расчета.

## ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ГИДРОФТОРИРОВАНИЯ В АППАРАТЕ КОМБИНИРОВАННОГО ТИПА

А. А. Градусова, М. С. Нурмухамбетов

ООО «Центротех-Инжиниринг», Санкт-Петербург

E-mail: AAGradusova@rosatom.ru

В данной работе рассматривается процесс гидрофторирования в аппарате комбинированного типа, эксплуатируемом на сублиматном заводе АО «СХК». Изначально аппарат сконструирован для другой технологии, что привело к низкой эффективности в текущем режиме работы. Его производительность не превышает 30% от проектной, коэффициент полезного использования реагентов менее 50% и возникают потери 10% ценного компонента в виде РАО. Цель работы – поиск слабых мест аппарата и решений на основе численного моделирования многофазного течения.

Модель гидрофторатора состоит из двух основных зон (рис. 1). Его верхняя часть моделируется как вертикальная колонна: сверху через центральную трубу подается порошок  $UO_2$ , снизу – поток газа HF, происходит начальное реагирование веществ. Газ выходит через щелевые отверстия сверху. Модель нижней зоны аппарата представляет собой горизонтальную мешалку, с одной стороны поступает газ HF, с другой – частицы  $UO_2$  (из верхней зоны), идет интенсивное перемешивание веществ и продолжение реакции.

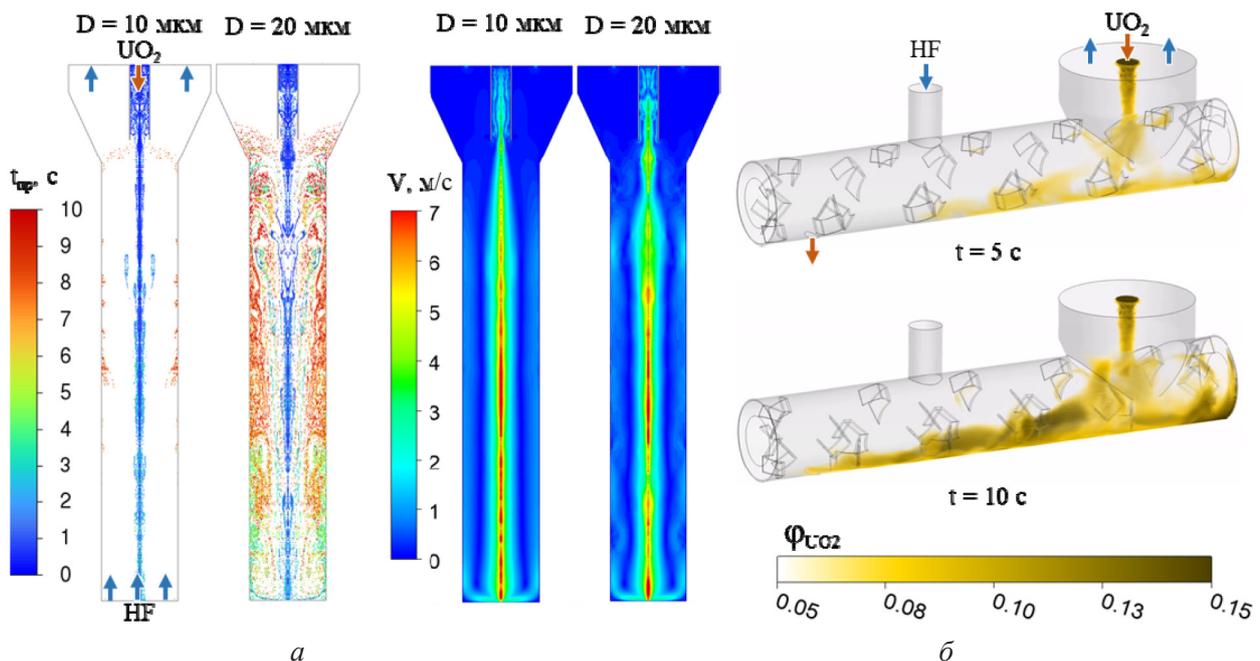


Рис. 1. Время пребывания  $t_{пр}$  частиц  $UO_2$  в рабочей области и поле скорости потока  $V$  в верхней части гидрофторатора через 10 с расчета для диаметров частиц  $D=10$  и  $20$  мкм (а); объемная доля частиц  $\phi UO_2$  в нижней части гидрофторатора через  $t=5$  и  $15$  с расчета (б)

Верхняя зона аппарата рассчитывалась в плоской осесимметричной постановке с помощью модели DPM (Discrete Phase Model) с учетом обратного влияния твердой фазы на поток. Нижняя зона считалась в трехмерной постановке с учетом вращения мешалки. Здесь модель DPM была бы слишком ресурсозатратна, поэтому применяется модель VOF (Volume of Fluid). В расчетах использована модель турбулентности  $k-\omega$  SST Ментора.

Первым этапом моделировалась верхняя часть гидрофторатора с размером частиц  $20$  мкм (средний размер частиц в продукте). На рис. 1 представлено распределение частиц и поле скорости потока через  $10$  с расчета. Частицы быстро падают вниз, практически не увлекаясь

газом. Продукт концентрируется в центральной части объема, плохо взаимодействуя с газом. Среднее время пребывания продукта в верхней зоне составляет около 2,5 с, что крайне мало для химической реакции, которой необходимы десятки минут для выхода продукта в годное хотя бы на 50%.

Следующим этапом проведен расчет с размером частиц 10 мкм, которые в реальном продукте составляют около 15%. На рис. 1 также представлены результаты для этого сценария. Среднее время пребывания увеличилось до 4–5 с, появилось возвратное движение частиц под действием газа, заполнение объема стало равномернее.

Моделирование трехмерной динамики твердой фазы в нижней зоне с мешалкой позволило качественно исследовать распределение частиц. На рис. 1 представлена объемная доля твердой фазы через 5 и 10 с расчета. Частицы осаждаются в нижней части объема, им достаточно около 10 с, чтобы достигать выходного патрубка аппарата. Соответственно, нижняя зона также не обеспечивает необходимого времени удержания продукта и равномерного его распределения.

В ходе моделирования гидрофторатора выявлены ключевые проблемы конструкции. В верхней части аппарата частицы  $UO_2$  быстро осаждаются, что приводит к крайне малому времени их пребывания (секунды) в рабочем объеме и плохому контакту с потоком газа  $HF$ . В нижней зоне даже при наличии мешалки частицы концентрируются на дне рабочего объема, время пребывания также мало. Аналитические оценки показали необходимость десятков минут для эффективности химической реакции, что значительно больше полученного времени, что приводит к низким эксплуатационным показателям аппарата. По результатам выдвинуты предложения по модернизации конструкции.

\* \* \*

## **О РАБОТЕ РЕАКТОРА ВВЭР-1200 В СОСТАВЕ ДВУХКОМПОНЕНТНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА СО 100% ЗАГРУЗКОЙ МОКС-ТОПЛИВОМ**

**Г. В. Карпович, И. Ш. Кускеев, А. Д. Джаландинов**

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

E-mail: dzhalandinov@grpress.podolsk.ru

Программа развития замкнутого ядерного топливного цикла, реализуемая в России, подразумевает использование плутония в качестве топлива для реакторов ВВЭР. Эксплуатируемые в настоящее время реакторы ВВЭР-1000/1200 изначально не рассчитаны на использование уран-плутониевого топлива, тем не менее, ведутся работы по обоснованию безопасности использования РЕМИКС- и МОКС-топлива в реакторе ВВЭР. Для этого рассматриваются различные варианты топливных загрузок, в том числе с полной загрузкой активной зоны уран-плутониевым топливом.

Использование МОКС-топлива для ВВЭР требует внешнего источника плутония, которым является реактор БН, работающий в режиме расширенного воспроизводства. Имеются разные схемы рецикла плутония в двухкомпонентной системе ВВЭР-1200 + БН-1200, в т. ч. с «облагораживанием» в БН плутония, извлекаемого из реактора ВВЭР. Однако схемы с передачей всего плутония из отработавшего МОКС-топлива ВВЭР в реактор БН приводят к уменьшению коэффициента воспроизводства.

Авторами данной работы была рассмотрена схема подпитки активных зон реакторов ВВЭР и БН плутонием, извлекаемым из экранов БН. По результатам расчетов топливной загрузки с 12-месячной кампанией реактора ВВЭР-1200 на программе САПФИР&РС\_ВВЭР, суммарная подпитка плутонием колеблется в диапазоне 450–480 кг/год. При этом годовая наработка избыточного плутония реактором БН-1200 составляет 200–250 кг/год. Использование плутония из экранов БН в качестве подпитки позволяет стабилизировать состав МОКС-топлива в реакторе ВВЭР, несмотря на многократное использование.

Полученные результаты показывают, что двухкомпонентный топливный цикл становится возможным при соотношении реакторов ВВЭР-1200 и БН-1200 как 1:2. Для уменьшения необходимой доли реакторов БН-1200 в двухкомпонентном топливном цикле, требуется увеличение объема наработки плутония в реакторе БН одновременно с повышением коэффициента воспроизводства в реакторе ВВЭР.

\* \* \*

## ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММЫ TDMCC ДЛЯ РАСЧЕТА ИЗМЕНЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА МОКС-ТОПЛИВА

**Г. В. Карпович, А. Д. Джаландинов**

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск

E-mail: dzhalandinov@grpress.podolsk.ru

Верификация программ для моделирования выгорания ядерного топлива в реакторе и сопутствующего изменения его изотопного состава – является постоянной задачей в рамках конструирования реакторных установок, научно-технического сопровождения эксплуатации АЭС и всего топливного цикла. Особую актуальность она приобретает в России в связи с двумя факторами:

- развитие программы замкнутого ядерного топливного цикла;
- расширение использования прецизионных кодов, реализующих метод Монте-Карло, для решения задач нейтронно-физического моделирования активной зоны реактора.

В настоящее время проводится верификация программы TDMCC [1] для расчета изменения изотопного состава ядерного топлива по мере выгорания в активной зоне реактора ВВЭР как для уранового, так и для МОКС-топлива.

Для верификации TDMCC в части расчета изменения состава МОКС-топлива использовались не только расчетные бенчмарки, но и экспериментальные данные. Особую ценность имеют результаты, полученные в ходе программы ARIANE [2], проведенной Belgonucleaire (Бельгия), в рамках которой производилось изучение отработавшего МОКС-топлива реактора PWR с 1 энергоблока АЭС Бецнау (Швейцария). Всего было изучено 5 образцов из двух ОТВС с начальным содержанием плутония до 6,1% и с глубинами выгорания 30–50 МВт·сут/кг.

Сравнение результатов моделирования выгорания МОКС-топлива в TDMCC с экспериментальными данными показало, что полученные значения погрешностей расчета концентрации изотопов в TDMCC для уровня доверия 0,99 не превышают погрешности, указанные в РБ-093-20 [3]. При этом следует отметить, что РБ-093-20 применим только для уранового топлива, аналогичного документа для МОКС-топлива на данный момент не существует. Имеющиеся отклонения в результатах TDMCC от эксперимента ARIANE во многом совпадают с результатами по иным программам, опубликованным в открытой научной печати.

Несмотря на полученные результаты, нехватка экспериментальных данных о выгорании МОКС-топлива в легководных реакторах является основным сдерживающим фактором для развития отечественных программ моделирования активных зон и топливных циклов.

### Литература

1. Семенова, Т. В. Инструкция по подготовке и счету задач по программе TDMCC [Текст] / Т. В. Семенова, Рослов В. И. – Версия 2. Инв. № 8/27931 нс. – Саров, ВНИИЭФ, 2018.
2. ARIANE International Programme Final Report. ORNL/SUB/97-XSV750-1, 2003.
3. Радиационные и теплофизические характеристики отработавшего ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов большой мощности канальных. РБ-093-20, Москва, 2020.

\* \* \*

## ОСНОВНЫЕ МЕХАНИЗМЫ РАЗРУШЕНИЯ СНУП ТОПЛИВА ПРИ РАСЧЕТАХ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИНТЕГРАЛЬНОГО РАСЧЕТНОГО КОДА ЕВКЛИД/V2

М. Г. Козлов, В. Д. Озрин, Э. В. Усов, В. И. Чухно, И. Г. Кудашов, А. А. Бутов, Р. Е. Иванов

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

E-mail: m.g.kozlov@ibrae.ac.ru

Анализ тяжелых аварий на реакторных установках с жидкометаллическим теплоносителем (натриевым, свинцовым) и а. з. со СНУП топливом требует верифицированных математических моделей, реализованных в виде программных средств. Одним из таких средств является разработанный в проекте «Коды нового поколения» ПН «Прорыв» универсальный интегральный расчетный код ЕВКЛИД/V2, предназначенный для моделирования деградации топливных элементов из СНУП топлива во время тяжелой аварии в быстрых реакторах с жидкометаллическим теплоносителем [1].

В рамках интегрального кода ЕВКЛИД/V2 были разработаны следующие модели разрушения СНУП топлива: термическая диссоциация, окисление в расплаве, термическая диссоциация в расплаве стали.

Модель термической диссоциации СНУП топлива предполагает разложение нитридов на поверхности топлива, образование расплава на границе и конвективно-диффузионный унос азота и других компонентов с поверхности в газовую атмосферу или в расплав теплоносителя.

Вторая модель разрушения СНУП топлива – это взаимодействие в расплаве с оксидами свинца, железа, хрома, никеля, приводящее к замещению азота в СНУП топливе на кислород и выделению азота. При тяжелых авариях получившиеся оксиды урана и плутония расплавляются.

Третья модель разрушения СНУП топлива – это диффузия СНУП топлива в расплав стали и дальнейшая диссоциация нитридов в расплаве.

Математические модели верифицированы на основе аналитических тестов, а также валидированы на основе сравнения с экспериментальными данными, полученными на установке РАСПЛАВ-3 во ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Работы выполнены в рамках государственных контрактов № Н.4о.241.19.24.1034 от 04.04.2024 и № Н.4о.241.19.24.1035 от 04.04.2024.

### Литература

1. **Usov, E. V.** Pribaturin, Models and validation results of the SAFR module of the integral code EUCLID/V2 for calculating thermal destruction of fuel pins with nitride fuel / E. V. Usov, V. D. Ozrin, V. I. Chukhno et al. //Annals of Nuclear Energy, Volume 229, 2026, 112095, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2025.112095>.

\* \* \*

## РАЗРАБОТКА ПРИНЦИПАЛЬНОЙ СХЕМЫ ВЕНТИЛЯЦИИ ХРАНИЛИЩА ЯДМ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

С. В. Козлов, М. С. Нурмухамбетов, П. В. Живетьев

ООО «Центротех-Инжиниринг», Санкт-Петербург

E-mail: StaVIKozlov@rosatom.ru

Объектом исследования в настоящей работе является проектируемое хранилище ядерных материалов.

Настоящая работа предназначена для математического исследования тепловых и газодинамических процессов охлаждения контейнеров в секциях.

Хранилище разделено на 114 каналов, в которых на четырехъярусных кассетах расположены цилиндрические контейнеры, содержащие отработанный ядерный материал. Рассмо-

трена задача охлаждения контейнеров с тепловыделением 100 Вт каждый при разных значениях температуры воздуха на входе в каналы. Температура контейнеров не должна превышать 100°C, чтобы не нарушилась герметичность.

Для достижения равномерного обтекания всех ярусов, а также для исключения возникновения застойных зон, которые могут привести к перегреву контейнеров, разработаны специальные направляющие аппараты на входе и на выходе из каналов. На основе заданного объемного тепловыделения в контейнерах подобраны минимально допустимые суммарные расходы охлаждающего воздуха для необходимого охлаждения.

Разработана принципиальная схема подвода и отвода охлаждающего воздуха. Рассмотрены два варианта приточно-вытяжной системы вентиляции – без охлаждения и с системой охлаждения.

Определены потери давления при течении воздуха в секциях входных и выходных патрубков. Показано, что равномерное распределение потока по каналам обеспечивается при наличии конусной части перед общими ресиверами входных воздухопроводов, а также при наличии дроссельных клапанов по середине входных каналов. Для исключения большого избыточного перепада давления относительно атмосферного рабочего давления в помещении хранилища необходима установка нескольких вентиляторов – на входе и выходе из вентиляционной системы.

Проведено моделирование ситуации аварийной остановки вентиляторов. Рассмотрена задача нагревания контейнеров при естественной конвекции. При исследовании ситуации аварийной остановки вентиляторов в наихудшем случае, при температуре набегающего воздуха в +40°C, есть 40 минут до перегрева контейнеров выше 100°C для восстановления циркуляции воздуха.

Расчеты проведены с использованием RANS подхода с замыканием  $k-\epsilon$  Realizable модели турбулентности с масштабируемыми пристеночными функциями. Использована мозаичная poly-hexcore сетка с числом элементов равным 57 миллионов.

\* \* \*

## **ПРОБЛЕМЫ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА АТОМНЫХ СТАНЦИЯХ С ПОЗИЦИИ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ**

**М. В. Крючков, Д. А. Крутских, А. В. Рябокоть, Т. А. Никуленко**

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва

E-mail: kryuchkov@secnrs.ru

Обращение с водородом на АЭС охватывает круг вопросов, связанных с:

- образованием водорода в теплоносителе первого контура при поддержании принятого водно-химического режима в процессе работы реактора (за счет радиолиза воды и корректирующей добавки – аммиака);
- использованием водорода в системах нормальной эксплуатации (например, для охлаждения роторов турбогенераторов, поддержания функционирования систем сжигания (дожигания) водорода);
- выделением водорода при авариях (основное количество которого образуется при протекании реакции металлов с водой в условиях высоких температур);
- выделение водорода при хранении радиоактивных отходов и при производстве для собственных нужд на площадках атомных электростанций с использованием промышленных электролизных установок.

Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-001-15, НП-010-16, НП-040-02 и НП-089-15 устанавливают ряд требований к обоснованию безопасности атомных станций. При этом указанные требования охватывают только водород, который может быть локализован внутри герметичного ограждения атомной станции и только в системах, в которых данный газ не должен использоваться при нормальной эксплуатации.

Такой подход изначально применялся по причине того, что для всех реакторных установок с водо-водяными энергетическими реакторами, начиная с ВВЭР-1000, предусматриваются герметичные ограждения, которые ограничивают свободный выход, в том числе, водорода в окружающую среду. Тем самым при нарушении нормальной эксплуатации атомной станции возможна ситуация, когда образование взрывоопасных водородсодержащих смесей в системах, элементах и помещениях, расположенных в объеме, ограниченном герметичным ограждением, необходимо предотвращать, применяя специальные технические средства и меры организационного характера. Нормативное регулирование водородной взрывобезопасности остальных систем, в которых водород используется при нормальной эксплуатации, федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии не предусматривают.

Вместе с тем, в настоящее время перед атомной отраслью ставятся новые задачи. Так, например, наметился переход режима работы атомных станций от базового, когда мощность значительно не меняется продолжительное время, к режиму суточного маневрирования мощностью, когда электростанция может в зависимости от времени суток изменять вырабатываемую электрическую мощность. Указанный подход приводит к необходимости в организации такого водно-химического режима (ВХР) первого контура, который позволит быстро изменять концентрации, в первую очередь водорода, в теплоносителе. Таким образом, появляется необходимость внедрения ВХР с прямым дозированием водорода в теплоноситель первого контура. Кроме того, в России ведется разработка проекта атомной энерготехнологической станции, где будет реализован принцип ядерной когенерации – тепло, вырабатываемое атомной станцией, будет использоваться для промышленного процесса производства водорода (и, в последующем, аммиака) из природного газа. Отмеченные задачи требуют анализа существующих нормативных документов в области использования атомной энергии, с целью определения возможностей дальнейшего развития нормативно-правовой базы, обеспечивающей безопасную работу атомных станций в Российской Федерации.

В докладе проанализированы российские нормативные требования к безопасности обращения с водородом на атомных энергетических установках с целью формирования современных подходов к обеспечению безопасности при обращении с водородом на атомных станциях, опираясь на последние достижения науки и техники.

## **Литература**

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденные приказом Ростехнадзора от 17 декабря 2015 г. №522.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила устройства и эксплуатации локализирующих систем безопасности атомных станций» (НП-010-16), утвержденные приказом Ростехнадзора от 24.02.2016 № 70.
3. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила обеспечения водородной взрывозащиты на атомной станции» (НП-040-02), утвержденные постановлением Госатомнадзора России от 31.12.2002 № 14.
4. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок» (НП-089-15), утвержденные приказом Ростехнадзора от 17 декабря 2015 г. № 521.

\* \* \*

## **ЦИФРОВЫЕ ДВОЙНИКИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ И ОБОРУДОВАНИЯ. СОСТОЯНИЕ РАБОТ И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ**

**И. Р. Макеева<sup>1,2</sup>, Е. Е. Пигасов<sup>1,2</sup>**

<sup>1</sup>ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск

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

При разработке и вводе в эксплуатацию инновационных технологий замыкания ядерного топливного цикла возникают задачи, связанные с оптимизацией технологических линий, конструкции оборудования и технологических режимов. Экспериментальная отработка технологий затруднена высокой радиоактивностью рабочих сред и, в ряде случаев, отсутствием аналогов процессов и оборудования. Цифровые двойники (ЦД) процессов и оборудования могут внести существенный вклад в решение актуальных задач и сократить расходы на макетирование оборудования. В случае радиохимических технологий создание ЦД требует учета гидродинамических, теплофизических процессов в многофазных многокомпонентных химически реагирующих средах, протекающих в аппаратах сложной геометрии. При этом сами аппаратурная схема технологии включает более ста единиц оборудования различного назначения.

В докладе представлены результаты работ по развитию программного комплекса ВИЗАРТ-РДМ и системы компьютерного моделирования радиохимического оборудования, как основы для цифровых двойников и перспективы их развития.

\* \* \*

## **ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ГИДРОДИНАМИЧЕСКОГО ПЕРЕМЕШИВАНИЯ ПЛУТОНИЙ СОДЕРЖАЩИХ ПОРОШКОВ В АППАРАТЕ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО РАСТВОРЕНИЯ**

**Д. А. Мاستюк<sup>1,2</sup>, К. С. Кутузова<sup>1</sup>, И. Р. Макеева<sup>1,2</sup>, Н. Д. Дырда<sup>1</sup>, А. В. Федорин<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск

E-mail: mastyukda@vniitf.ru

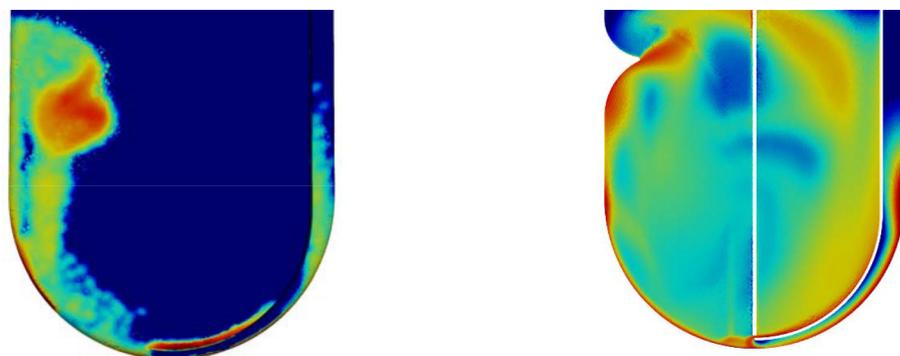
Одной из основных задач при проектировании радиохимического производства является разработка и оптимизация аппаратов. При классическом подходе для разработки аппарата необходимо изготовить порядка 10 макетов, что значительно удорожает и замедляет процесс создания. Применение подходов математического моделирования на ранних этапах проектирования позволяет значительно сократить время разработки, уменьшить количество изготавливаемых макетов, а также оптимизировать протекающие процессы при работе аппарата.

Одной из стадий переработки ОЯТ, на проектируемом радиохимическом комбинате, является процесс электрохимического растворения плутоний содержащего порошка. Основная задача при проектировании аппарата заключается в обеспечении равномерности распределения порошка в анодной камере, а также отсутствие зон его застоя и накопления, в условиях значительной разницы плотностей порошка и анолита.

В работе представлены результаты трехмерного гидродинамического моделирования нескольких вариантов конструкции аппарата электрохимического растворения. Также в работе проведена их оптимизация в целях достижения максимально возможной равномерности распределения.

CFD моделирование проводилось с применением открытого программного комплекса OpenFOAM [1]. Расчеты проводились в приближении многофазной многоскоростной среды. Различные фазы математически описывались как взаимопроникающие континуумы. При этом дискретные частицы рассматриваются как отдельная сплошная фаза, учитывающая такие физические характеристики как: распределение размеров и показатель не сферичности частиц. Сеточные модели были построены с применением программного комплекса Salome [2].

На рис. 1 приведено распределение твердой фазы в одном из аппаратов до оптимизации конструкции аппарата и после.



*a* – засределение до оптимизации

*b* – распределение после оптимизации

Рис. 1. Распределение частиц

#### Использованные источники

1. [Электронный ресурс]. – <http://www.OpenFOAM.org>.
2. [Электронный ресурс]. – <http://www.salome-platform.org>.

\* \* \*

## ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПК ВИЗАРТ ДЛЯ РАСЧЕТА АКТУАЛЬНОГО МАТЕРИАЛЬНОГО БАЛАНСА ОДЦ ФГУП ГХК. РЕЗУЛЬТАТЫ 2025 ГОДА

**П. И. Нечаев**

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

E-mail: [PIgNechaev@ROSATOM.ru](mailto:PIgNechaev@ROSATOM.ru)

В настоящее время на площадке ФГУП «ГХК» ведется сооружение опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) по переработке отработавшего ядерного топлива ВВЭР (ОЯТ). На ОДЦ предстоит проверить технологическую схему переработки ОЯТ ВВЭР-1000 с выгоранием до 50 ГВт·сут/т урана, которая должна обеспечить отсутствие жидких сбросов РАО в окружающую среду, за счет организации замкнутого кислото- и водооборота, и снижение общих затрат на переработку ОЯТ (как инвестиционных, так и эксплуатационных). Полученные данные по эксплуатации технологии переработки на ОДЦ должны лечь в основу исходных данных для проектирования коммерческого завода по переработке ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 и РБМК.

В 2022 году были внесены изменения в базовую технологию ОДЦ:

- вместо порошка закиси-оксида урана – получение плава уранилнитрата;
- вместо порошка смешанных оксидов U, Pu, Np – получение порошка диоксида плутония;
- Np направляется на остекловывание.

Дополнительно было решено внести ряд изменений в организацию технологического процесса переработки ОЯТ в соответствии с результатами предварительных испытаний инновационного оборудования. В частности, заменить аппарат-растворитель на аппарат с возможностью пневматической выгрузки оболочек и осадков, скорректировать процесс растворения (заменить растворение в оксидах азота на растворение в азотной кислоте), а так же, рассмотреть совместное и раздельное упаривание жидких средне-активных отходов, сравнить два

подхода к организации процесса упаривания высокоактивных отходов (смешение всех потоков на первой стадии и разделение входящих потоков по стадиям). Оценить влияние поэтапного ввода в эксплуатацию объекта на технологическую схему переработки ОЯТ, особенно на обращение с упаренным маточным раствором оксалатного осаждения плутония.

Для расчета материального баланса был использован программный комплекс ВИЗАРТ, созданный в рамках проектного направления «Прорыв» на основе разработок ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина».

В ходе выполнения расчета была составлена расчетная технологическая схема, описаны проводимые операции в обновленном формате и стадии технологии, в частности, операции растворения неволокнированного ОЯТ, комплектации растворов для растворения, формирование и растворение осадка молибдата циркония, содержащего ценные компоненты.

Проведенный расчет показал увеличение объемов водных растворов операций растворения (увеличение объема неосветленного раствора ОЯТ), получения готовой продукции (при приеме на переработку ОЯТ с остаточным содержанием U-235 выше 0,95%), обращения с ЖРО (увеличение объемов поступающих растворов), а также объемов емкостей для промежуточного хранения растворов. Отдельно показано, что для построения цифрового технологического двойника объекта необходим учет всех параметров оборудования, включая объемы емкостного оборудования (полный, рабочий, при барботаже, неизвлекаемый остаток), производительности насосного оборудования и т. д.

Для снижения объема средне-активных отходов рекомендовано повторное использование отработанного карбонатного раствора регенерации экстрагента (из аффинажного цикла урана в первом экстракционном цикле), а также цементирование упаренных щелочных растворов.

При раздельном упаривании высокоактивных отходов снижается формирование осадкообразующих компонентов, растет общая кратность упаривания и снижается нагрузка на печь остекловывания.

Проведенный расчет показал, что при поэтапном вводе в эксплуатацию необходима разработка дополнительных регламентов работы оборудования и персонала, прокладка дополнительных трубопроводов и размещение дополнительных емкостей.

\* \* \*

## **ЦО СТРАТЕГИИ МОДЕЛИРОВАНИЯ АППАРАТОВ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ ПРИ РАЗРАБОТКЕ ЦИФРОВЫХ ДВОЙНИКОВ**

**Е. Е. Пигасов<sup>1,2</sup>, И. Р. Макеева<sup>1,2</sup>, У. Ф. Алтынникова<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск

E-mail: pigasovee@vniitf.ru

Для моделирования процессов, протекающих в аппаратах технологических цепочек радиохимических производств, характерна высокая сложность, обусловленная широким разнообразием факторов, оказывающих влияние на ключевые характеристики исследуемых явлений. Это связано с наличием большого количества параллельно протекающих химических реакций, обусловленного характерной сложностью составов рабочих сред, а также влиянием различных физических и физико-химических эффектов.

Детальное моделирование столь сложных систем с учетом всех реакций и эффектов практически нереализуемо в связи с отсутствием ряда данных о свойствах веществ и кинетике химических и физических процессов. Адекватные результаты могут быть получены путем выстраивания стратегии моделирования, позволяющей принимая обоснованные упрощения системы декомпозировать задачу на отдельные этапы с приемлемым уровнем неопределенностей и вычислительной сложности.

В докладе представлены подходы к построению стратегии моделирования на примере конкретных аппаратов.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА СПЕКАНИЯ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА

П. В. Половников, В. И. Тарасов

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

E-mail: ppv@ibrae.ac.ru

Спекание является последним этапом процесса изготовления нитридного топлива, в течение которого формируется часть важных эксплуатационных параметров топлива, к которым относятся плотность, величина и тип пористости, средний размер топливных зерен. Перечисленные характеристики определяются параметрами исходного порошка и условиями спекания [1–3]. Оптимизация технологии спекания таблеток со СНУП топливом требует проведения экспериментальных и теоретических исследований.

Моделирование эволюции микроструктуры U(Pu)N при спекании требует учета комплекса взаимосвязанных процессов: диффузионной релаксации пористости, рекристаллизации и возникновения термомеханических напряжений, протекающих на фоне термохимических превращений. Процесс спекания условно можно разделить на три стадии, которые отличаются различной морфологией пор: от соединённых тонкими перешейками зерен с общей сложной геометрией пористости до изолированных полостей [4]. В ИБРАЭ РАН разработана первая версия механистической модели для оценки основных характеристик топлива, получаемого на промежуточной и конечной стадиях спекания. Разработанная модель описывает кинетику эволюции двух ключевых параметров микроструктуры топлива: среднего размера пор и среднего размера топливных зерен в процессе спекания. Показано, что модель удовлетворительно описывает имеющиеся экспериментальные данные. Дальнейшее развитие и параметризация модели возможны на основе проведения систематических экспериментов с отечественными образцами топлива.

### Литература

1. **Алексеев, С. В.** Нитридное топливо для ядерной энергетики [Текст] / С. В. Алексеев, В. А. Зайцев // М. : Техносфера, 2013. – 240 с.
2. **Tennery, V. J.** Sintering of UN as a Function of Temperature and N<sub>2</sub> Pressure [Text] / V. J. Tennery, T. G. Godfrey and R. A. Potter // J. Am. Ceram. Soc. – 1971. – 54. – P. 327–331.
3. **Mathews, R. B.** Fabrication and testing of uranium nitride fuel for space power reactors [Text] / R. B. Mathews, K. M. Chidester, C. W. Hoth et al. // J. Nucl. Mater. – 1988. – 151. – P. 334–344.
4. **Wilkinson, D. S.** Pressure sintering by power law creep [Text] / D. S. Wilkinson, F. Ashby // Acta Metallurgica. – 1975. – 23. – P. 1277–1285.

\* \* \*

### АДАПТАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА РТМ-2 ПОД ЗАДАЧИ СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ РУ БРЕСТ-ОД-300

**И. С. Попов**<sup>1</sup>, Е. А. Родина<sup>2</sup>, Ю. С. Хомяков<sup>2</sup>, А. Г. Файрушин<sup>1</sup>, О. В. Кузнецова<sup>1</sup>,  
О. В. Вербицкая<sup>1</sup>, С. В. Пчелинцева<sup>1</sup>, О. Е. Петрова<sup>1</sup>

<sup>1</sup>ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

<sup>2</sup>АО «Прорыв», Москва

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

Программный комплекс (ПК) РТМ-2 [1] предназначен для моделирования штатных режимов эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах (РБН) в замкнутом ядерном топливном цикле.

ПК РТМ-2 объединяет расчет характеристик активной зоны реактора и моделирование переделов ядерного топливного цикла (ЯТЦ). ПК РТМ-2 был разработан для решения научно-исследовательских задач в области замыкания ЯТЦ и дожигания долгоживущих актинидов в

РБН. ПК РТМ-2 позволяет проводить моделирование влияния изменения изотопного состава рециклируемого топлива на нейтронно-физические характеристики активной зоны на всем жизненном цикле РБН.

Основным расчетным модулем ПК РТМ-2 является расчетный нейтронно-физический код в диффузионном приближении, на текущий момент используется ТРИГЕКС [2]. Изотопная кинетика может рассчитываться по встроенному в ТРИГЕКС коду CARE [3] или с помощью расчетного модуля на основе ПК РИСК [4], который позволяет определять радиационные характеристики облученного топлива. Модель топливного цикла строится на основе упрощенной расчетной схемы переработки ОЯТ, построенной в ПК ВИЗАРТ [5].

В 2025 году ПК РТМ-2 требовалось адаптировать под задачи сопровождения реакторной установки. Перед расчетным кодом сопровождения ставятся несколько иные задачи, чем те, что стояли перед ПК РТМ-2. В качестве основных задач можно выделить две: первая задача – это прогнозирование нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора в течение микрокампании с учетом фактического состава загружаемых ТВС; вторая – прогнозирование характеристик загружаемых ТВС на конец облучения. Также выделена вспомогательная задача – исследование влияния различных параметров на характеристики активной зоны для выбранной микрокампании или кампании. Для кода сопровождения задача расчета всего жизненного цикла по заранее определенному сценарию не актуальна, скорее от него требуется решение набора подзадач для текущего этапа эксплуатации с учетом предыстории облучения топлива в активной зоне. Ввиду этих отличий потребовалась модификация ПК РТМ-2, в результате которой был разработан ПК РТМ-ОДЭК.

В докладе представлены основные отличия между исходной версией ПК РТМ-2 и его модификацией ПК РТМ-ОДЭК. Приводится описание возможностей ПК РТМ-ОДЭК. Представлены некоторые из результатов тестирования ПК РТМ-ОДЭК.

## Литература

1. **Егоров, А. В.** Программный комплекс РТМ-2 для моделирования жизненного цикла быстрого реактора в замкнутом ядерном топливном цикле [Текст] / А. В. Егоров, Е. А. Родина, Ю. С. Хомяков и др. // Атомная энергия. – 2021. – Т. 131, вып. 6. – С. 308–313.
2. **Серегин, А. С.** Аннотация программы ТРИГЕКС для малогруппового нейтронно-физического расчета реакторов в трехмерной геометрии // Вопросы атомной науки и техники. – Сер. Физика и техника ядерных реакторов. – 1983. – Вып. 4. – С. 32.
3. **Кочетков, А. Л.** Программа CARE – Расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке / Препринт ФЭИ-2431, 1995.
4. **Модестов, Д. Г.** Программа решения задач ядерной кинетики РИСК-2014 / Препринт РФЯЦ – ВНИИТФ № 243, 2014.
5. **Шмидт, О. В.** Моделирование технологических переделов ЗЯТЦ, как инструмент при создании и оптимизации технологических производств [Текст] / О. В. Шмидт, И. Р. Макеева, С. Н. Ливенцов // Радиохимия. – 2016. – Т. 58, № 4. – С. 316–323.

\* \* \*

## СЕЛЕКТИВНОЕ ОСАЖДЕНИЕ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ ИЗ ХЛОРИДНЫХ РАСПЛАВОВ НИТРИДОМ И ОКСИДОМ ЛИТИЯ ПО ДАННЫМ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

**А. М. Потапов, Ю. П. Зайков**

Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, Екатеринбург

E-mail: A.Potapov\_50@mail.ru

Америций и кюрий полностью искусственные элементы. Их нет в природе. Они образуются только в реакторах при облучении ядерного топлива. Суммарное радиационное воздействие америция и кюрия на окружающие материалы и среду превышает радиационное воздействие от всего урана и плутония, находящихся в отработавшем ядерном топливе (ОЯТ).

В буквальном смысле эти элементы разрушают все, к чему прикасаются: воду, органические соединения, азотную кислоту и т. д. Именно поэтому сложно найти подходящую технологию для их выделения и разделения [1].

Вместе с тем америций и кюрий входят в список самых дорогих веществ в мире, их используют в особо важных областях, в том числе в промышленности и медицине. В мире спрос на кюрий многократно превышает предложение. Получение достаточного количества кюрия способно решить проблему производства компактных и чрезвычайно мощных космических реакторов, ядерных двигателей [2, 3].

Проблема «америция и кюрия» похожа на проблему «циркония и гафния». С химической точки зрения они очень похожи, но их ядерные свойства практически исключают их совместное использование. Америций можно дожигать в реакторах на быстрых нейтронах, кюрий же необходимо предварительно выдержать порядка 100 лет до его распада до плутония. Во всех случаях применения америция и кюрия как источников излучения или источников тока также требуются либо америций, либо кюрий, но не вместе. Поэтому проблема их разделения очень актуальна.

В работе [4] сопоставлены все найденные в литературе данные по потенциалам  $Am^{2+}/Am$  и  $Cm^{3+}/Cm$  в расплавленной эвтектике LiCl-KCl. Как следует из этого сопоставления, эти потенциалы настолько близки, что затруднительно сделать хотя бы качественный вывод какой из них положительнее, а какой отрицательнее. Поэтому возможности электрохимического разделения Am и Cm, даже с использованием активных катодов, выглядят трудноосуществимыми.

Как показано в ряде публикаций [5, 6], в расплавленной эвтектике LiCl-KCl наиболее устойчив двухвалентный америций –  $AmCl_2$ . В этом он похож на  $EuCl_2$ . Кюрий всегда трехвалентный –  $CmCl_3$ , подобно  $GdCl_3$ . Это приводит к существенным отличиям их химических свойств, которыми и можно воспользоваться для их разделения.

На рис. 1 показан равновесный состав смеси  $(LiCl-KCl)_{eut.} + AmCl_2 + CmCl_3$  при ее титровании нитридом лития. Оба элемента образуют нерастворимые нитриды

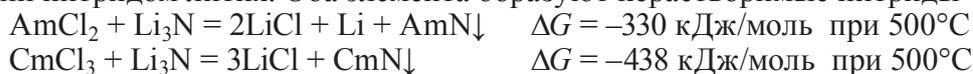
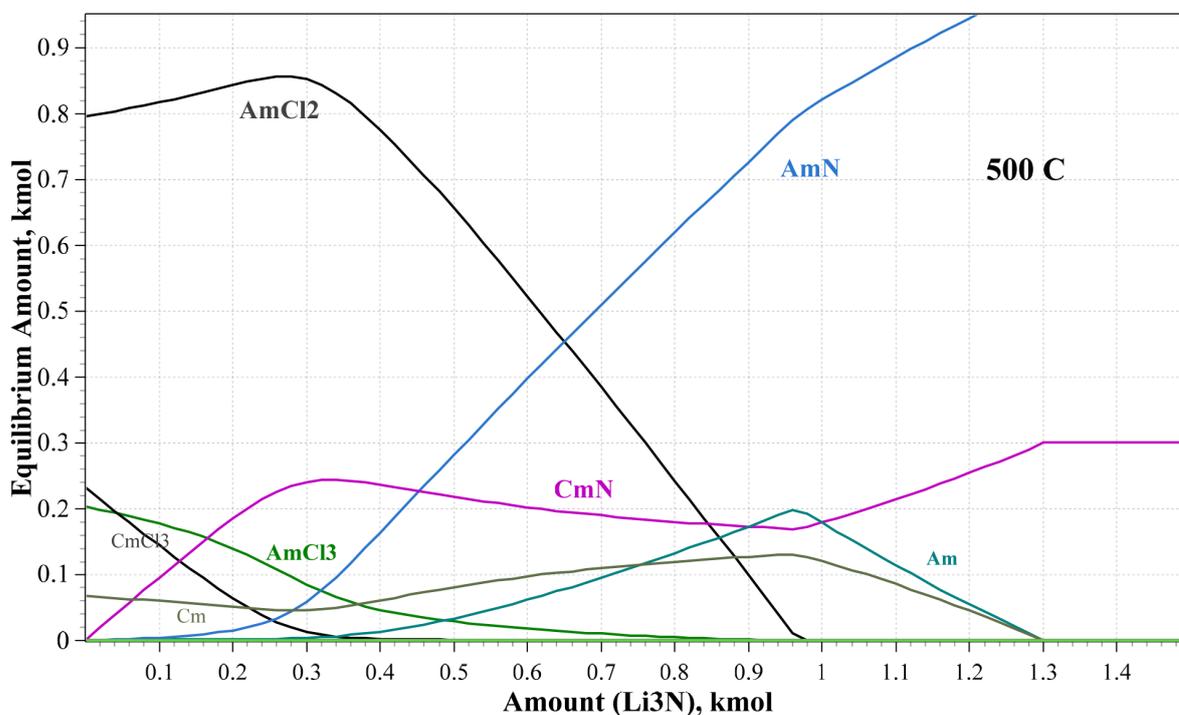


Рис. 1. Равновесный состав смеси  $(LiCl-30 \text{ кмоль} + KCl-20 \text{ кмоль}) + 1 \text{ кмоль } AmCl_2 + 0,3 \text{ кмоль } CmCl_3$



при добавлении 0–1,5 кмоль  $Li_3N$

Однако, как видно из рисунка, кюрий осаждается первым и только затем начинает осаждаться америций. При добавлении примерно 0,3 кмоль  $\text{Li}_3\text{N}$  почти весь кюрий осаждается в виде  $\text{CmN}$ , в то время как америций практически полностью остается в расплаве в виде суммы ( $\text{AmCl}_2 + \text{AmCl}_3$ ). Это предоставляет возможность их практически полного разделения.

Похожая картина наблюдается при титровании смеси  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт.}} + \text{AmCl}_2 + \text{CmCl}_3$  оксидом лития. Оксид лития также осаждает оба элемента, однако и в этом случае кюрий нацело осаждается до начала осаждения америция.



Термодинамическое моделирование выполнено с использованием программного комплекса HSC-9.9 [7].

В докладе будет рассмотрено осаждение в более сложных расплавах, содержащих хлориды урана и плутония.

## Выводы

Предложено термодинамическое обоснование способа разделения америция и кюрия в расплаве  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт.}}$  их селективным осаждением нитридом или оксидом лития.

## Литература

1. [https://atomicexpert.com/divide\\_indivisible](https://atomicexpert.com/divide_indivisible)
2. <https://strana-rosatom.ru/2017/05/16/vydelyaj-i-razdelyaj/>
3. **Navratil, J. D.** The production, recovery, properties, and applications of americium and curium [Text] / J. D. Navratil, W. W. Schulz // JOM. – 1993. – 45, № 2. – P. 32–34.
4. **Filatov, A. A.** Possible electrochemical imitators for  $\text{AmCl}_2$  and  $\text{CmCl}_3$  in the molten  $\text{LiCl-KCl}$  eutectic [Text] / A. A. Filatov, M. I. Vlasov, A. M. Potapov, Yu. P. Zaikov // Russian Metallurgy (Metally). – 2023. – № 2. – P. 244–247.
5. **Roy, J. J.** Thermodynamic properties of U, Np, Pu, and Am in molten  $\text{LiCl-KCl}$  eutectic and liquid cadmium [Text] / J. J. Roy, L. F. Grantham, D. L. Grimmett et al. // J. Electrochem. Soc. – 1996. – 143, № 8. – P. 2487–2492.
6. **Fusselman, S. P.** Thermodynamic properties for rare earths and americium in pyropartitioning process solvents [Text] / S. P. Fusselman, J. J. Roy, D. L. Grimmett et al. // J. Electrochem. Soc. – 1999. – 146, № 7. – P. 2573–2580.
7. **Roine, A.** HSC Chemistry [Software], Outotec, Pori. 2018. – URL: [www.outotec.com/HSC](http://www.outotec.com/HSC).

\* \* \*

## ОЦЕНКА МОЛЬНЫХ ОБЪЕМОВ И МОЛЯРНОЙ ЭЛЕКТРОПРОВОДНОСТИ РАСПЛАВЛЕННЫХ СМЕСЕЙ $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт.}}-\text{CsCl}$

А. М. Потапов, А. Б. Салюлев

Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, Екатеринбург

E-mail: A.Potapov\_50@mail.ru

В настоящее время в ряде стран мира, в том числе в России, ведутся разработки пирохимического способа переработки отработавшего нитридного ядерного топлива (ОЯТ). В процессе такой переработки при растворении реального ОЯТ в расплаве эвтектики  $\text{LiCl-KCl}$  образуются сложные многокомпонентные смеси, содержащие  $\text{UCl}_3$ ,  $\text{PuCl}_3$  и большое число хлоридов осколочных элементов.

Для дальнейшей переработки этих расплавов необходимо знание их физико-химических свойств, в том мольного объема и электропроводности, которые пока изучены недостаточно. Однако измерить их для всевозможных многокомпонентных смесей – практически нереально. Поэтому мы планируем разработать модель, позволяющую проводить надежную оценку этих свойств.

Для расширения базы данных для таких расплавов нами впервые измерена удельная электропроводность расплавленных смесей:  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт}}-\text{CsCl}$  в широких интервалах температур (624–1180 К) и концентраций (0–100% CsCl, всего 13 составов) [1], а также рассчитаны величины их мольных объемов и молярной электропроводности, данные по которым в литературе отсутствуют.

Для оценки мольных объемов квазибинарных расплавленных смесей  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт}}-\text{CsCl}$  мы использовали уравнение, предложенное в нашей статье [2] (приложение):

$$V_{m(\text{mix})} = (x_1V_{m1} + x_2V_{m2}) \cdot (1 + K_1 \cdot K_2). \quad (1)$$

Здесь  $x_1$  и  $x_2$ ,  $V_{m1}$  и  $V_{m2}$  – мольные доли и мольные объемы первого и второго компонентов, соответственно;  $(x_1V_{m1} + x_2V_{m2})$  – аддитивный мольный объем смеси.

$$K_1 = 5,001676 \cdot 10^{-4} + 1,462021 \cdot 10^{-3} \cdot [\text{CsCl}] - 3,339625 \cdot 10^{-5} \cdot [\text{CsCl}]^2 + 2,626293 \cdot 10^{-7} \cdot [\text{CsCl}]^3 - 7,538372 \cdot 10^{-10} \cdot [\text{CsCl}]^4; \quad (2)$$

$$K_2 = 1,444262 - 4,565904 \cdot 10^{-4} \cdot T. \quad (3)$$

Здесь  $K_1$  и  $K_2$  – поправки, учитывающая влияние, соответственно, концентрации второго компонента (CsCl) или температуры ( $T$ ) на отклонения мольного объема смеси от аддитивности.

Величины мольных объемов  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт}}$  и CsCl были рассчитаны по справочным данным [3]. Далее были введены поправки  $K_1$  и  $K_2$ . Их оценивали с учетом экспериментальных данных работ [4, 5] в предположении, что отклонения мольного объема расплавленной квазибинарной смеси  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт}}-\text{CsCl}$  такие же (не более ~2%), как у расплавов в системе NaCl–CsCl, так как величины эффективного ионного радиуса и потенциала катионов у эвтектики LiCl–KCl и у NaCl близки [6].

С использованием полученных данных по удельной электропроводности [1] и мольным объемам по известным уравнениям была рассчитана молярная электропроводность ( $\Lambda$ ). Найдено, что для всех расплавленных смесей она возрастает при увеличении температуры и уменьшается при повышении концентрации CsCl (рис. 1, 2).

Политермы молярной электропроводности для расплавленных смесей  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт}}-\text{CsCl}$  в координатах  $\ln(\Lambda) - 1/RT$  – нелинейны (на рис. 1), а изотермы – имеют отрицательные отклонения от аддитивности (рис. 2). Максимальные отклонения локализуются вблизи концентрации 40 мол. % CsCl в расплавленных смесях  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт}}-\text{CsCl}$  и достигают ~20%.

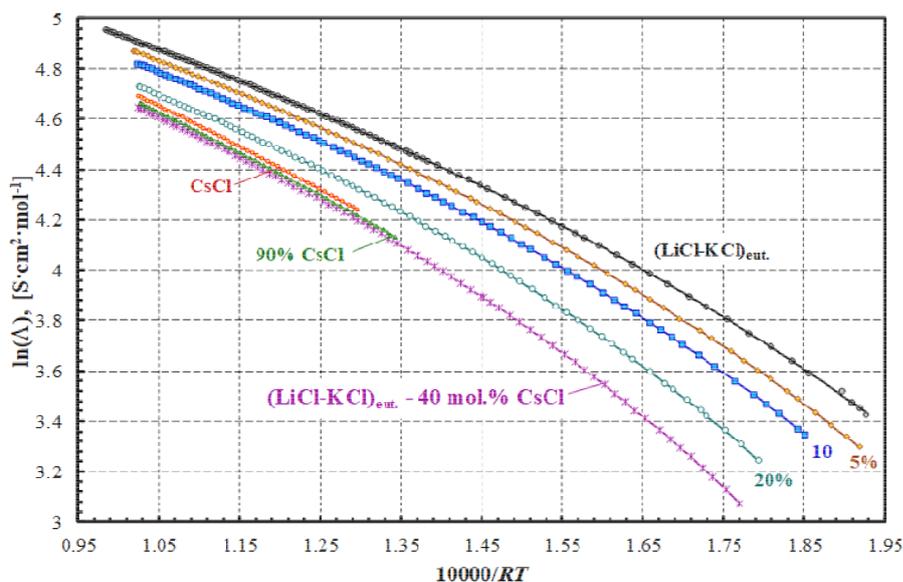


Рис. 1. Политермы молярной электропроводности расплавленных смесей  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт}}-\text{CsCl}$ . Линии смесей, содержащих 2,5, 30, 50, 60, 70 и 80 мол. % CsCl, не показаны, так как они сливаются с другими политермами

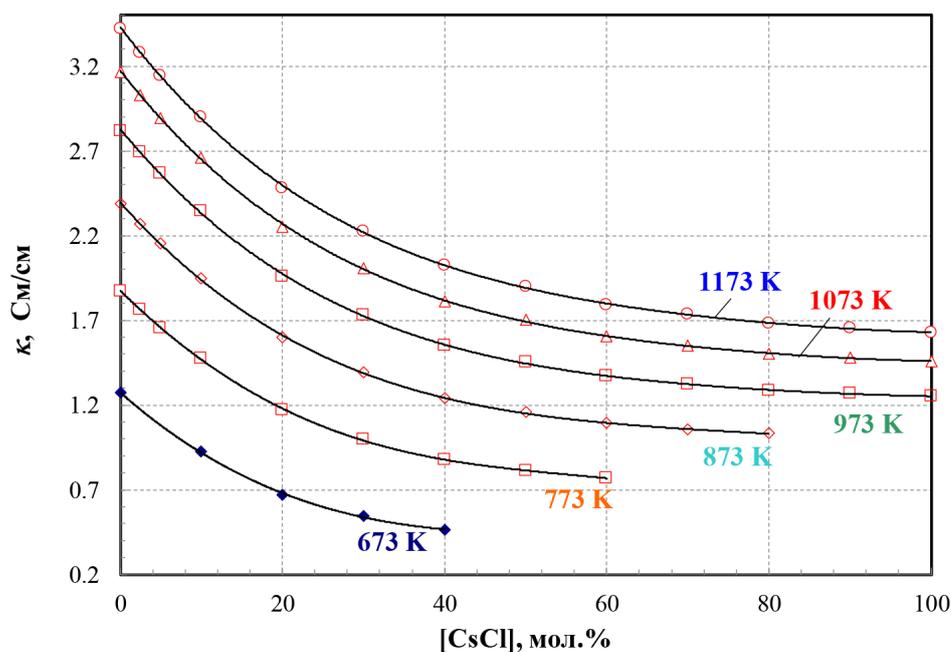


Рис. 2. Изотермы молярной электропроводности расплавленных смесей  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{эвт.}}-\text{CsCl}$

## Литература

1. **Salyulev, A.** Electrical conductivity and molar volume of  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{eut.}}-\text{CsCl}$  molten mixtures [Text] / A. Salyulev, A. Potapov // J. Chem. Eng. Data. – 2023. – Vol. 68. – P. 1334–1342.
2. **Salyulev, A.** Electrical conductivity of  $(\text{LiCl-KCl})_{\text{eut.}}-\text{SrCl}_2$  molten mixtures [Text] / Salyulev A., Potapov A. // J. Chem. Eng. Data. – 2021. – Vol. 66. – P. 4563–4571.
3. **Janz G. J.** Thermodynamic and Transport Properties for Molten Salts // J. Phys. Chem. Ref. Data. – 1988. – Vol. 17. – P. 1–325.
4. **Смирнов, М. В.** Плотность и мольный объем расплавов в системах  $\text{LiCl-NaCl}$ ,  $\text{NaCl-RbCl}$ ,  $\text{NaCl-CsCl}$  [Текст] / М. В. Смирнов, В. П. Степанов, Т. Мукатов // Труды Института электрохимии УФАН АН СССР. – 1970. – № 16. – С. 17–20.
5. **Zuca, S.** The electrical conductivity of binary molten alkali chloride systems as a function of anion polarization [Text] / S. Zuca, M. Olteanu // Rev. Roum. Chim. – 1970. – Vol. 15. – P. 357–369.
6. **Shannon, R. D.** Revised effective ionic radii and systematic studies of interatomic distances in halides and chalcogenides // Acta Crystallogr. – 1976. – Vol., A32. – P. 751–767.

\* \* \*

## ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЬ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАСЧЕТОВ МАТЕРИАЛЬНОГО БАЛАНСА РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПК ВИЗАРТ

**А. В. Родин, Е. А. Павлова**

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

E-mail: AleVRodin@rosatom.ru

Радиохимическая технология переработки отработавшего ядерного топлива (далее – ОЯТ) включает большой набор операций, связанных между собой передачей технологических сред как в направлении от разделки отработавшей тепловыделяющей сборки до обращения с радиоактивными отходами, так и в обратном – использование оборотных сред на головных операциях, экстракционном переделе и т. д. В настоящее время для оценки материального баланса

таких сложных объектов используется ПК ВИЗАРТ. Учитывая, что отдельные операции описываются упрощенными алгоритмами, а исходные данные для проведения расчетов в большинстве случаев определены расчетным путем или на лабораторных установках и могут не в полной мере отражать процессы в реальном радиохимическом оборудовании, то возникает вопрос о чувствительности к отдельным параметрам и неопределенности результатов расчетов ПК ВИЗАРТ.

Поскольку в ПК ВИЗАРТ отсутствует специальный функционал для оценки чувствительности и неопределенности в рамках настоящей работы была проведена упрощенная оценка на примере модельной технологической схемы переработки ОЯТ путем создания различных вариантов расчета одной и той же задачи с измененным набором исходных параметров, как единичных (для оценки чувствительности), так и случайным образом набора параметров (для оценки неопределенности). При этом варьировали параметры, отражающие возможную неполноту знаний о протекающих процессах на отдельных операциях (глубина протекания отдельных реакций, эффективность, взаимозахвата фаз и т. д.), так и технологические параметры (расход сред, концентрации отдельных компонентов в исходных продуктах). В качестве анализируемых параметров выбрали составы конечных целевых продуктов и радиоактивных отходов, объемы, активности. По результатам работы показано, что наблюдаются различные варианты отклика результатов расчета на вводимые возмущения в исходные данные, что указывает на необходимость системного анализа чувствительности и неопределенности, для чего следует развивать специализированный функционал ПК ВИЗАРТ.

\* \* \*

### **ПЕРЕХОД К ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭ, ЗЯТЦ И РЕШЕНИЕ НАКОПЛЕННОГО ОЯТ**

**Е. А. Родина, Ю. С. Хомяков, Г. Н. Власкин, Р. А. Внуков, Д. И. Сирадегян, Ю. С. Бабухина**

АО «Прорыв», Москва

E-mail: ElARodina@rosatom.ru

В рамках проектного направления «Прорыв» разрабатываются реакторы на быстрых нейтронах (РБН) со смешанным уран-плутониевым топливом (СНУП), объекты и технологии замкнутого ядерного топливного цикла, как база крупномасштабной ядерной энергетики нового типа. В работах, выполненных ранее было показано решение проблемы переходного периода, когда запуск реакторных установок, точнее, стартовые загрузки активных зон РБН формируются с использованием имеющихся запасов плутония, а частичные перегрузки осуществляются уже с использованием переработанного отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Разработаны принципиальные решения, обеспечивающие, в том числе, управление выбегом реактивности для различных составов стартовой загрузки от обогащенного урана до применения плутония разного изотопного состава и происхождения. На настоящее время можно утверждать, что все определяется конкретными сценарными условиями перехода к двухкомпонентной энергетике, определяемыми готовностью технологий и производств по переработке ОЯТ, объемами накопленного плутония и экономической целесообразностью.

Рассматривая возможные сценарии вовлечения плутония из ОЯТ в перспективные топливные циклы, невозможно обойти проблемы ОЯТ реакторов РБМК. Особенность этого ОЯТ: значительные объемы, длительный период выдержки, относительно низкая глубина выгорания и заметно отличающийся (от ВВЭР) состав тяжелых нуклидов в ОЯТ. В настоящей работе показана принципиальная возможность использования отработавшего ОЯТ РБМК для стартовой загрузки и последующей подпитки РБН в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ). Рассмотрена возможность применения упрощенной DUPEX технологии, учитывающей отмеченные особенности ОЯТ РБМК. В том числе, определена необходимая степень очистки ОЯТ РБМК, обеспечивающая возможность изготовления СНУП топлива РБН с кратковременным присутствием персонала при ремонтных работах. Системный фактор существенного снижения

нагрузки на хранилища отработавшего ядерного топлива РБМК резко увеличивает значимость решения такой задачи для дальнейшего развития ядерной энергетики.

С учетом роста потребностей в радиоизотопах для медицинских целей и промышленного применения традиционные способы наработки в исследовательских или экспериментальных реакторах становятся все более проблематичными и целесообразно рассматривать либо создание специализированных изотопных реакторов, либо наработку радиоизотопной продукции в энергетических реакторах. Рассмотрены возможные варианты наработки радиоизотопной продукции в перспективных энергетических РБН большой мощности. Определены оптимальный состав облучательных устройств, их конструкция, место их размещения и возможные масштабы наработки изотопов, важных для медицинских целей, применения в промышленности и энергетике.

Работы 2023–2024 гг. по утилизации младших актинидов в активных зонах РБН выполнены с учетом особенностей технологии и технической реализуемости. Выработаны новые перспективные предложения по выжиганию минорных актинидов в активной зоне и боковом отражателе РБН. Ключевые результаты углубляют основные положения стратегии перехода к двухкомпонентной ядерной энергетике с достижением оптимальных технико-экономических характеристик.

Для проведения таких комплексных исследований разработан программный комплекс РТМ-2, предназначенный для моделирования штатных режимов работы РБН с жидкометаллическим теплоносителем и переделов ЯТЦ. При помощи данного комплекса моделируются все стадии жизненного цикла каждой топливной сборки. Для задач, в которых требуется расчет на основе метода Монте-Карло, реализована процедура генерации входного файла для расчета нейтронно-физических характеристик по MCU-FR.

Кроме того, в рамках работ 2025 года разработана базовая версия ПК РТМ-ОДЭК (на базе программного комплекса ПК РТМ-2) для проведения исследований в обоснование сопровождение активной зоны РУ БРЕСТ-ОД-300 при эксплуатации и модели замыкания ЯТЦ ОДЭК.

\* \* \*

## **КЛИЕНТ-СЕРВЕРНАЯ АРХИТЕКТУРА ВИЗАРТ-РДМ**

**Н. Ю. Романова**, О. В. Кузнецова, А. Е. Паукова,  
И. С. Попов, А. Г. Файрушин, О. В. Шульц

ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: n.yu.romanova@vniitf.ru

Для решения проблем производительности, вызванных использованием сторонних библиотек, организации совместной работы, обеспечения единства исходных данных и создания новых инструментов анализа и визуализации данных, а также для обеспечения кросс-платформенности была разработана новая клиент-серверная архитектура ВИЗАРТ-РДМ. В основе новой архитектуры лежит разделение программы на три слабо связанных слоя – клиентская часть, работающая в браузере и представляющая собой пользовательский интерфейс, расчётное ядро, представляющее собой обновленную версию платформы АТЭК и сервер, предоставляющий программный интерфейс для работы с данными для расчетов и обеспечивающий запуск задач на расчет. Клиентская часть взаимодействует с сервером через REST-API, сервер контролирует права на доступ пользователей к различным функциям, расчётное ядро запускается по запросу сервера и выполняет расчет задач пользователем.

При разработке и вводе в эксплуатацию инновационных технологий замыкания ядерного топливного цикла возникают задачи, связанные с оптимизацией технологических линий, конструкции оборудования и технологических режимов. Экспериментальная отработка технологий затруднена высокой радиоактивностью рабочих сред и, в ряде случаев, отсутствием аналогов процессов и оборудования. Цифровые двойники (ЦД) процессов и оборудования могут внести существенный вклад в решение актуальных задач и сократить расходы на макетирование оборудования. В случае радиохимических технологий создание ЦД требует

учета гидродинамических, теплофизических процессов в многофазных многокомпонентных химически реагирующих средах, протекающих в аппаратах сложной геометрии. При этом сами аппаратурная схема технологии включает более ста единиц оборудования различного назначения.

В докладе представлены результаты работ по развитию программного комплекса ВИЗАРТ-РДМ и системы компьютерного моделирования радиохимического оборудования, как основы для цифровых двойников и перспективы их развития.

\* \* \*

## **ИССЛЕДОВАНИЕ ГОРЕНИЯ МЕТАН-ВОДОРОД-ВОЗДУШНОЙ СМЕСИ ВБЛИЗИ КОНЦЕНТРАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ ВОСПЛАМЕНЕНИЯ**

**В. В. Стаханов<sup>1,2</sup>, А. А. Рякин<sup>1</sup>, И. К. Шарапов<sup>1</sup>, Ю. Ф. Давлетчин<sup>1</sup>**

<sup>1</sup>ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

<sup>2</sup>ФГАОУ ВО «Снежинский физико-технический институт  
Национального исследовательского ядерного университета МИФИ, Снежинск

E-mail: stakhanovvv@vniitf.ru

В настоящее время активно развивается водородная энергетика. Одним из способов производства водорода в промышленных масштабах является парокислородный риформинг метана на атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором [1]. Технологическая схема процесса содержит в себе ряд промежуточных реакторов, содержащих в себе преимущественно газовые смеси водорода и метана с примесями оксидов углерода и водяного пара. Также рассматриваются технологии, в которых для снижения выбросов углекислого газа к природному газу подмешивается водород [2].

Для обеспечения пожаро-взрывобезопасности рассмотренных технологий важно знание нижнего и верхнего концентрационных пределов воспламенения (НКПВ и ВКПВ) используемых смесей, поскольку именно пределами воспламенения ограничивается количество взрывоопасного горючего вещества в формирующемся облаке, например, при разгерметизации реактора. Одним из способов прогнозирования пределов воспламенения многокомпонентных газовых смесей является детальное численное моделирование процесса распространения пламени в газовых составах вблизи НКПВ и ВКПВ. Например, в работе [3] CFD-код успешно применялся для моделирования распространения пламени в бедных водород-воздушных смесях.

Настоящая работа нацелена на моделирование распространения пламени в метан-водородной смеси в воздухе вблизи НКПВ и ВКПВ. Результаты расчетов сравниваются с экспериментальными данными.

### **Постановка эксперимента**

Эксперименты проводили на комплексе экспериментальных исследований пожаровзрывобезопасности (далее – КЭИП [3]), состоящем из сферического реакционного сосуда объемом 100 л, ресивера для создания горючей смеси, термокамеры, систем измерения давления и температуры. На одной из стенок реакционного сосуда имеется иллюминатор из оптического сапфира, через который осуществлялась инфракрасная съемка. В ресивере создавали смесь водорода и метана в пропорции  $\text{CH}_4:\text{H}_2=2:1$  по объему. Перед каждым экспериментом вакуумировали реакционный сосуд, после чего заполняли его горючим газом из ресивера и воздухом до конечного давления 100 кПа. После заполнения смесь в реакционном сосуде перемешивали путем принудительной циркуляции газов с помощью насосов в течение 15 мин, отбирали газовые пробы для анализа газового состава. Затем инициировали горение газовой смеси в реакционном сосуде с помощью искрового разряда. При отсутствии воспламенения инициацию повторяли не более 10 раз. После воспламенения отбирали газовую пробу для анализа газового состава.

## Постановка расчета

Постановка расчета опиралась на постановку экспериментов на стенде КЭИП. Ввиду симметричности исходной геометрии реакционного сосуда, расчеты проводились в 2D постановке с цилиндрической симметрией. Боковая граница является непроницаемой адиабатической стенкой. Радиус расчетной области равен 145 мм. На середине оси симметрии задавался источник энергии 0,1 Дж радиусом 1 мм и длительностью 1 мс. Математическая модель включала в себя систему уравнения сохранения массы, импульса и энергии с учетом вязкости, теплопроводности, многокомпонентной диффузии, термодиффузии и химических реакций. Коэффициенты вязкости, теплопроводности и диффузии рассчитывались из молекулярно-кинетической теории с использованием параметров потенциала Леннарда-Джонса [4]. Для моделирования химических превращений применялся кинетический механизм GRI Mech 3.0 [5]. Характерный размер расчетной ячейки задавался равным 1 мм. Модели турбулентности и излучения не использовались. Расчеты проводились с использованием программного кода ANSYS Fluent.

## Результаты

Расчетные и экспериментальные значения НКПВ и ВКПВ приведены в табл. 1.

Таблица 1

### Пределы воспламенения смеси $\text{CH}_4\text{-H}_2$ [ $\text{CH}_4\text{:H}_2=2\text{:1}$ по объему]

	Эксперимент, об. %	Расчет, об. %
НКПВ	$4,7 \pm 0,1$	$4,35 \pm 0,15$
ВКПВ	$18,3 \pm 0,1$	$24,45 \pm 0,15$

При определении предела воспламенения в расчете был задан критерий, при котором пространство пламени отличалось бы от конвективного всплывания нагретого газа. В качестве такого критерия принимался минимум из значений температуры самовоспламенения метана ( $T_{\text{восп}}=810$  К) и водорода ( $T_{\text{восп}}=783$  К)<sup>1</sup>. Таким образом, если максимальная температура газовой смеси опустится ниже температуры самовоспламенения, то очаг пламени считается затухшим, а смесь негорючей (рис. 1, б, з).

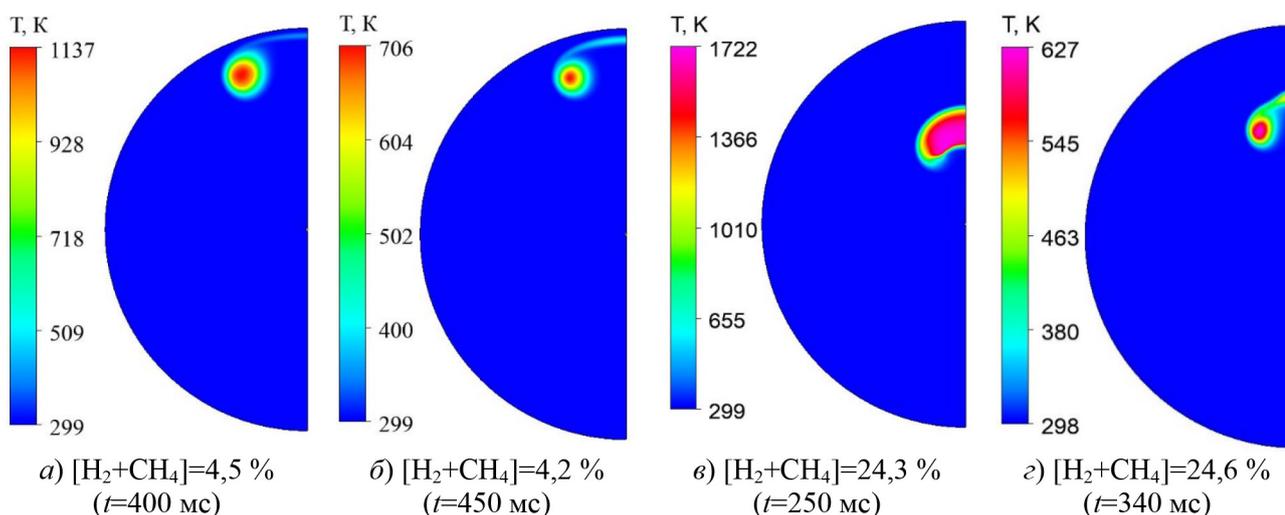


Рис. 1. Распределение температуры в расчете при распространении пламени вблизи НКПВ (а, б) и ВКПВ (в, з)

Вблизи ВКПВ в расчетах и экспериментах (табл. 2) было обнаружено, что в условиях недостатка кислорода метан практически полностью расходуется, а водород, напротив, образует, вследствие реакции метана и водяного пара при повышенной температуре.

<sup>1</sup> ГОСТ 30852.19-2002 Данные по горючим газам и парам, относящиеся к эксплуатации электрооборудования.

**Газовый состав в реакционном сосуде до и после воспламенения  
в эксперименте по определению ВКПВ**

До воспламенения		После воспламенения	
C [H <sub>2</sub> ], об. %	C [CH <sub>4</sub> ], об. %	C [H <sub>2</sub> ], об. %	C [CH <sub>4</sub> ], об. %
6,00±0,16	12,00±0,31	12,78±0,33	0,31±0,01

**Литература**

1. **Fateev, S. A.** Development of Atomic-Hydrogen Energy in the Rosatom State Corporation [Text] / S. A. Fateev, V. V. Petrunin, G. N. Kodochigov et al. // Atomic Energy. – 2023. – Vol. 133. – P. 251–258.
2. **Mahajan, D.** Hydrogen Blending in Gas Pipeline Networks [Text] / D. Mahajan, K. Tan, T. Venkatesh et al. // A Review. Energies. – 2022. – 15. – 3582.
3. **Yakovenko, I.** Downward flame propagation mechanisms in lean hydrogen-air mixtures within large volumes [Text] / I. Yakovenko, A. Kiverin, K. Melnikova et al. // Process Safety and Environmental Protection. – 2025. – Vol. 203. – 108000.
4. **Гиршфельдер, Дж.** Молекулярная теория газов и жидкостей [Текст] / Дж. Гиршфельдер, Ч. Кертисс, Р. Берд. – М. : Издательство иностранной литературы, 1961
5. **Smith, G. P., Golden, D. M., Frenklach, M., et al.** GRI-Mech 3.0. – URL: [http://www.me.berkeley.edu/gri\\_mech/](http://www.me.berkeley.edu/gri_mech/) (дата обращения 17.12.2025).

\* \* \*

**ТОПЛИВНАЯ СОСТАВЛЯЮЩАЯ  
АТОМНОЙ ЭНЕРГОТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ СТАНЦИИ (АЭС)**

**С. А. Фатеев, В. В. Петрунин, И. В. Маров, Н. Н. Пономарев-Степной**

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

E-mail: [economica@okbm.nnov.ru](mailto:economica@okbm.nnov.ru), [fateev-f-s-a@mail.ru](mailto:fateev-f-s-a@mail.ru)

В настоящее время одной из ключевых целей Госкорпорации «Росатом» является развитие технологий в области атомно-водородной энергетики, которая относится к одному из стратегических направлений развития российской атомной отрасли.

Основной задачей развития в области водородных технологий является реализация инвестиционного проекта сооружения атомной энерготехнологической станции с высокотемпературным газоохлаждаемым реактором и химико-технологической частью для производства водородосодержащей продукции методом конверсии углеводородов. Продуктовая линейка с атомной энерготехнологической станции состоит из водорода, аммиака, карбамида. Конечный продукт будет определен потенциальным потребителем.

На данный момент разработан технический проект реакторной установки ВТГР и определена площадка размещения станции, на 2028 г. запланировано завершение НИОКР. 2030 год принятие решения о начале реализации инвестиционной фазы проекта сооружения АЭС с ВТГР и ХТЧ.

В рамках эффективной отработки технических и конструктивных решений кооперацией предприятий проводятся научно-исследовательские и опытно-конструкторские работы по топливу, графиту, высокотемпературным материалам, технологиям изготовления элементов и узлов основного оборудования реакторной установки, верификации расчетных кодов, ведутся работы по разработке и доработке нормативной базы, разрабатывается концепция обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами.

В «Росатоме» завершен цикл испытаний топлива ВТГР в экстремальных условиях [1]. На исследовательских реакторных установках Научного дивизиона «Росатома» в Димитровграде (АО «ГНЦ НИИАР») завершены испытания образцов топлива высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР) IV поколения при температурах до 1700°C. Работы проводятся в

рамках реализуемого АО «Концерн Росэнергоатом» комплексного инвестпроекта разработки атомной энерготехнологической станции на базе ВТГР.

Объектами испытаний стали образцы топливных компактов ВТГР – графитовые цилиндры с равномерно распределенными по объему сферическими микротвэлами, разработанные в АО «НИИ НПО "ЛУЧ"» при участии АО «ВНИИНМ» (входит в Научный дивизион «Росатома»). До проведения реакторных испытаний в предельных режимах, которые могут достигаться в реакторе в случае нарушения нормальных условий эксплуатации, образцы были облучены в исследовательских реакторах в штатных для этого вида топлива условиях (температурах в диапазоне 1000–1200°C) до различной глубины выгорания.

Перед проведением реакторного эксперимента на площадке АО «Институт реакторных материалов» (входит в Научный дивизион «Росатома») топливные компакты ВТГР были предварительно облучены в реакторе ИВВ-2М до выгорания не менее 12% тяжелых атомов, что соответствует среднему проектному выгоранию разрабатываемого в госкорпорации реактора ВТГР. При этом в процессе облучения в штатных условиях доля выхода газообразных продуктов деления из микротвэлов фиксировалась на уровне примерно на порядок меньше, чем положено согласно требованиям главного конструктора реакторной установки к топливу ВТГР (АО «ОКБМ Африкантов»). По программе эксперимента специалисты АО «ИРМ» провели испытания одного из облученных топливных компактов в течение примерно 300 часов при температуре на уровне 1600°C.

Во время реакторных экспериментов специалисты научных институтов «Росатома» обеспечивали периодический и онлайн-контроль активности проб газа из облучательных ампул, где размещались объекты испытаний. Экспериментальные данные по активности газообразных продуктов деления в объеме ампулы позволяют сделать вывод о сохранении герметичности защитных покрытий микротвэлов в ходе эксперимента. Обеспечение в ходе облучения образцов топлива ВТГР непрерывного онлайн-контроля активности ключевых газообразных продуктов деления реализован российскими экспериментаторами впервые в отечественной практике и соответствует лучшим мировым практикам проведения подобных исследований.

Следует отметить, что со стороны куратора работ АО «Концерн Росэнергоатом» результаты экспериментов дополняют массив данных, полученных с 2021 года в рамках программы расчетно-экспериментального обоснования топлива ВТГР. По результатам реакторных испытаний и послереакторных исследований получено более двадцати образцов топлива ВТГР с достижением выгорания от 3% до 13% тяжелых атомов. К настоящему моменту мы можем обоснованно говорить о подтверждении заложенных в проекте реакторной установки ВТГР максимальных проектных пределов в части эксплуатации отечественного микросферического топлива.

По данным АО «НИИ НПО "ЛУЧ"» испытания опытных образцов топливных компактов подтвердили их работоспособность, а также технологичность принятых научно-технических решений. Специалисты провели огромную работу. Создали уникальную технологию внешнего гелирования, которая позволяет получать микросферические материалы, в частности сердечник из диоксида урана диаметром 400 микрон. В ходе реализации проекта были изготовлены уникальные единицы оборудования для нанесения TRISO-покрытий на полученные микросферические материалы, собран исключительный научно-технический базис и аналитическая методическая база для контроля качества полученных полупродуктов и конечных изделий. Разработаны и отработаны технологии производства как на установках укрупненной лабораторной производительности, так и на опытно-промышленной линии.

В 2026 году специалисты «Росатома» планируют перейти к реакторным испытаниям опытных образцов топлива, изготовленных специалистами АО «НИИ НПО "ЛУЧ"» на импортонезависимой опытно-промышленной линии производства топлива ВТГР.

**На данное время по проекту АЭС [2, 3]:**

– разработана и утверждена Декларация о намерениях инвестирования в строительство АЭС;

– подписаны соглашения о сотрудничестве и взаимодействии по реализации проекта сооружения АЭС: между Правительством Республики Татарстан, АО «Татнефтехиминвестхолдинг», АО «Аммоний» и АО «Концерн Росэнергоатом» (05.12.2023); между АО «Концерн Росэнергоатом» и АО «Аммоний» (14.11.2023);

- определен потенциальный потребитель продукции АЭС;
- определена площадка размещения АЭС.

#### **РУ, оборудование и материалы:**

– разработан Технический проект РУ ВТГР, проект защищен на совместном НТС № 1 Госкорпорации «Росатом» и № 8 АО «Концерн «Росэнергоатом»» [4]. Подготовлена техническая документация на нестандартное оборудование, модели и опытные образцы РУ ВТГР, осуществляется стендовая отработка элементов.

– созданы и предварительно экспериментально подтверждены новые материалы и конструкторские решения: изотропный конструкционный реакторный графит (эксплуатация при температурах до 1600°C и до флюенса  $5 \times 10^{21}$  нейтр/см<sup>2</sup>); жаропрочный высоконикелевый сплав ХН55МВЦ и его сварные соединения (освоена вся номенклатура сортамента, предварительно аттестован для температур до 850 °С на ресурс 70 тыс. часов); углерод-углеродный композиционный материал (эксплуатация при температурах до 1600°C и до флюенса  $5 \times 10^{21}$  нейтр/см<sup>2</sup>).

#### **Химико-технологическая часть (ХТЧ):**

– разработаны технологические решения химико-технологической части проекта. Введена в эксплуатацию опытно-демонстрационная установка.

#### **Топливо:**

– создано экспериментальное TRISO-топливо (рис. 1 и 2) и подтверждена его работоспособность [5–7]. Создана опытно-промышленная линия для производства топлива (рис. 3) [7].

Топливо ВТГР представляет собой микротвэлы, состоящие из сферического топливного сердечника (керна) с многослойным защитным покрытием (TRI-structural ISOtropic particle fuel, TRISO-топливо), размещенные в графитовой матрице и упакованные в цилиндрические топливные компакты.

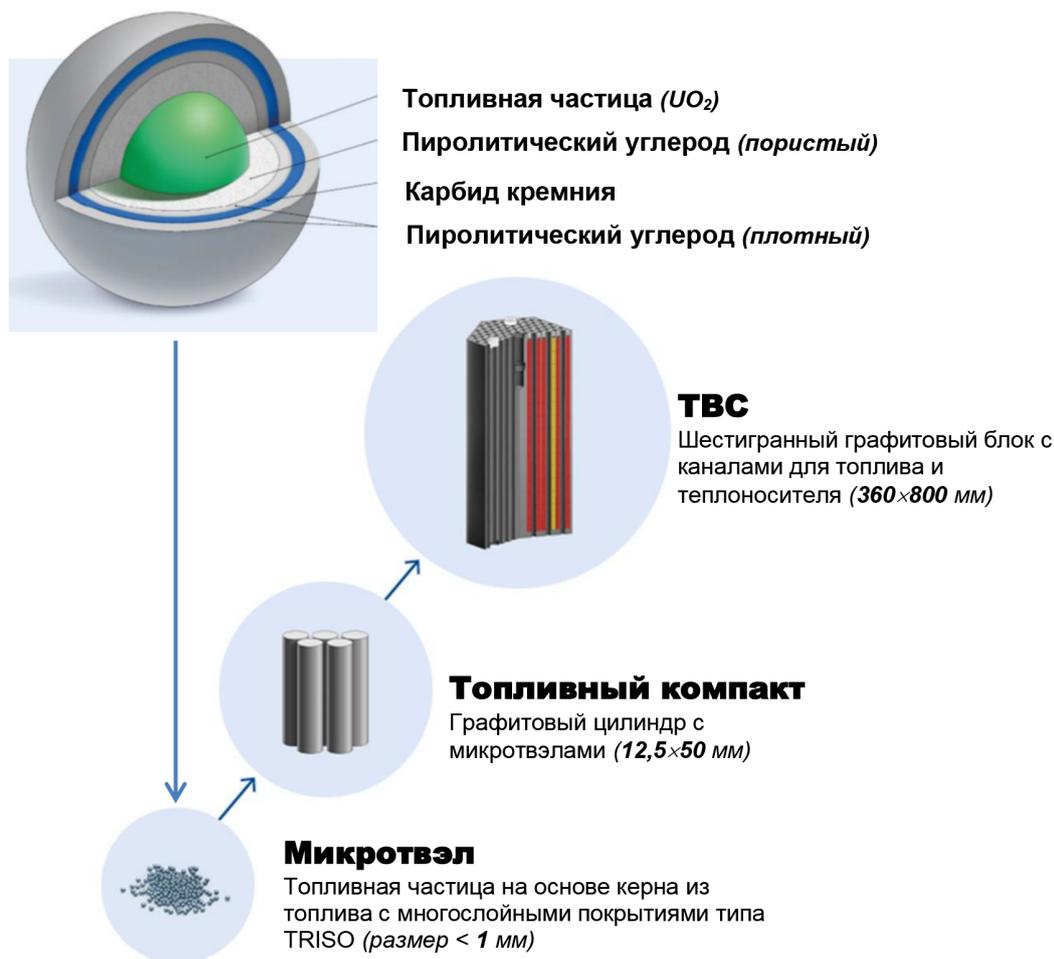


Рис. 1. Основные элементы топлива ВТГР [5, 6]



Рис. 2. Стадии изготовления экспериментальных микровзвлов [6]

Топливные затраты на одну РУ ВТГР (тепловой мощность 200 МВт) включая ПЭЛ РСО, ядерное топливо (ТК (Твэл), КВП (выгорающий поглотитель), ТВС, фабрикация ТВС, внепроизводственные расходы, прибыль), контейнеры для свежего топлива, услуги по обращению с ОЯТ, контейнеры для перегрузки ОЯТ экспертно оцениваются 1,55 млрд. руб./год в ценах 3 кв. 2023 года. Стоимость первоначальной загрузки одной активной зоны РУ ВТГР 2,6 млрд. руб. в ценах 3 кв. 2023 года (185 ТВС по 7,9 млн. руб./шт. + 185 ТВС по 5,9 млн. руб./шт.). Ежегодная подпитка одной активной зоны 152 ТВС/год по 7,9 млн. руб./шт., всего 1,2 млрд. руб./год в ценах 3 кв. 2023 года (замена 185 ТВС каждые 445 суток при КИУМ=0,9).



Рис. 3. Опытно-промышленная линия производства топлива ВТГР [7]

По результатам работ 2021–2025 г. создана импортнезависимая опытно-промышленная линия производства топлива ВТГР (свыше 20 единиц специального оборудования). Производительность линии 250 тыс. топливных компактов в год или 300 кг U/год [6].

Разработанные технический проект РУ, новые материалы, конструкторские и технологические решения подтверждают возможность выхода на новую перспективную ядерную технологию 4-ого поколения и создания отечественного реактора ВТГР как технологического назначения. Это трудовой успех всего коллектива Госкорпорации «Росатом».

## Литература

1. Интернет ресурсы nirosatom.ru, ria.ru, atomic-energy.ru, strana-rosatom.ru, atommedia.online. В Росатоме» завершен цикл испытаний топлива ВТГР в экстремальных условиях» (<https://nirosatom.ru/press-center/news/uchenye-rosatoma-zavershili-pervyy-etap-ispytaniy-topliva-vysokotemperaturnogo-gazookhlazhdaemogo-re>; <https://ria.ru/20251216/rosatom-2062465909.html>; <https://www.atomic-energy.ru/news/2025/12/16/161945>; <https://www.atomic-energy.ru/news/2025/01/14/152640>; <https://strana-rosatom.ru/2024/12/26/rosatom-ispytal-toplivo-dlya-gazoozh>; <https://atommedia.online/press-releases/uchenye-rosatoma-zavershili-pervyy-e>).
2. **Фатеев, С. А.** «Технико-экономические оценки производства водорода на АЭС [Текст] / С. А. Фатеев, В. В. Петрунин, Н. В. Шешин и др. // Международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», Москва, 18–20 сентября 2024 г.
3. **Петрунин, В. В.** «АЭС с ВТГР и ХТЧ. Разработка и перспективы развития» [Текст] / В. В. Петрунин, И. В. Маров, Г. Н. Кодочигов // Международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», Москва, 18–20 сентября 2024 г.
4. **Петрунин, В. В.** Атомно-водородные технологии на базе ВТГР / В. В. Петрунин, И. В. Маров, С. А. Фатеев и др. // Заседание РГ по определению оптимальных вариантов АЭС, Казань, 11 марта 2025 г.
5. **Пономарев-Степной, Н. Н.** АЭС с ВТГР и ХТЧ. Программа НИОКР [Текст] / Н. Н. Пономарев-Степной, И. В. Маров, Г. Н. Кодочигов и др. // XII международная конференция по реакторному материаловедению, посвященной 60-летию материаловедческого комплекса АО «ГНЦ НИИАР», Казань, 1–5 июля 2024 г.
6. **Мокрушин, А. А.** «Топливо высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов» // Международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики», Москва, 18-20 сентября 2024 г.
7. Видео АО «НИИ НПО "ЛУЧ"» из «Страны Росатом» про топливо <https://www.lobl.ru/tv/strana-rosatom/strana-rosatom-ot-14-11-2025/uchenye-ao-nii-npo-luch-razrabotali-tehnologiyu-proizvodstva-topliva-dlya-vtgr>.

\* \* \*

## КРОСС-ВЕРИФИКАЦИЯ РАСЧЕТОВ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ НА ТЕСТОВЫХ МОДЕЛЯХ РЕАКТОРА БН-1200

**А. Ю. Хомяков**

АО «ТВЭЛ», Москва

E-mail: AYKhomyakov@tvel.ru

В рамках «Комплексной программы по дожиганию минорных актинидов в реакторах на быстрых нейтронах» (КПИМА) выполняется серия работ по кросс-верификации методов моделирования и кодов, используемых для обоснования технологий по выжиганию минорных актинидов (МА) в быстрых реакторах. Для этого создана серия бенчмарк моделей для проведения как тестовых расчетных исследований, так и для анализа экспериментальных данных по трансмутации МА в реакторах на быстрых нейтронах.

В данном докладе представлена информация о результатах расчетных исследований на серии тестовых моделей активных зон энергетического реактора типа БН мощностью 1200 МВт. Серия включает в себя 6 тестовых моделей, различающихся видом топлива (МОКС и СНУП), отсутствием или наличием в нем МА, компоновкой активной зоны (традиционная гомогенная и с наличием аксиальной прослойки). Для расчетного анализа использовались коды моделирования переноса нейтронов в многогрупповом диффузионном приближении (TRIGEX, JARFR, PTM-2), методом Монте-Карло (ММКК, ММКС, Serpent, OpenMC), кинетические расчеты ячейки по комплексу SCALE.

Сравнительный анализ нуклидной кинетики выполнен по нуклидному составу ОЯТ с МА и эффективности трансмутации МА по изменению их массы, тепловыделению и потен-

циальной биологической опасности РАО. Показано, что диффузионные и кинетические расчеты дают очень близкие результаты, а основным источником различий являются ядерные данные. Относительные различия возрастают при переходе от анализа нуклидного состава ОЯТ к оценке эффективности трансмутации с учетом относительно небольшого эффекта выжигания МА за один рецикл. Спектральные расчеты на модели ячейки по комплексу SCALE с константами ENDF/B-VII согласуются с 3D расчетами с константами БНАБ-93 в пределах 3–4% по содержанию Np, Am в ОЯТ, по эффективности трансмутации относительные расхождения составляют 6–10%.

Анализ выявил влияние включения минорных актинидов в топливо на следующие характеристики: изменение реактивности при выгорании топлива, натриевый пустотный и плотностной эффекты реактивности, эффективность системы СУЗ. Путем сравнения с расчетами методом Монте-Карло показано заметное влияние методических погрешностей диффузионного приближения и гомогенизации элементов активной зоны расчета указанных характеристик и оценен их масштаб.

\* \* \*

## **НУЖНА ЛИ ЦИФРОВАЯ РАДИОХИМИЯ СОВРЕМЕННОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ?**

**А. Ю. Шадрин**

Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли  
«Наука и инновации», Москва  
E-mail: AnYShadrin@rosatom.ru

Переход к двухкомпонентной атомной энергетике с реакторами на быстрых нейтронах означает реализацию концепции замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ). В свою очередь, переход к ЗЯТЦ означает полномасштабную переработку отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) реакторов на быстрых и тепловых нейтронах. В настоящее время в Российской Федерации эксплуатируется один завод по переработке ОЯТ – завод регенерации топлива (РТ-1) на ФГУП «ПО «Маяк», а также сооружен и выводится на проектную мощность Опытно-демонстрационный центр (ОДЦ) по переработке ОЯТ на ФГУП ГХК. То есть, новые технологии переработки ОЯТ и обращения с радиоактивными отходами (РАО) и, главное, оборудование для их реализации востребованы атомной энергетикой.

С целью реализации комплекса НИОКР по разработке технологий и оборудования, обеспечивающих развитие мощностей и инфраструктуры промышленной переработки ОЯТ РТН и обращения с РАО разработана и утверждена концепция «Комплексной отраслевой программы «Развитие радиохимического направления» (КОП РРХН) и, собственно, программа НИОКР КОП РРХН.

За последние 10–15 лет в рамках создания ОДЦ и в рамках проектного направления «Прорыв» и НИОКР КОП РРХН. разработан целый ряд технологических решений, например:

- лазерная резка тепловыделяющих сборок и твэлов со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом (СНУП);
- волоксидация (объемное окисление) уранового, смешанного оксидного U–Pu (МОКС), СНУП и U–Si ОЯТ;
- экстракционные и сорбционные методы выделения из ВАО Cs и Sr, а также выделения и разделения Am и Cm;
- процессы получения смешанных оксидов актинидов, без образования маточных растворов (тонкопленочный роторный концентратор (ТРК), СВЧ-денитратор);
- малогабаритные плавители для остекловывания ВАО (джоулевого нагрева, «горячий» и «холодный» тигли);
- технология для отверждения РАО в низкотемпературную магнийкалийфосфатную керамику (МКФ-матрица).

Однако, для всех этих процессов не завершена разработка промышленного оборудования. Кроме того, разработка оборудования, сооружения объектов и ввод их в эксплуатацию идет крайне медленно. Для повышения эффективности создания и эксплуатации объектов атомной

отрасли и минимизации риска ошибок при реализации проектов в КОП РРХН предложен раздел «Цифровая радиохимия» – междисциплинарное направление, объединяющее цифровые методы обработки и моделирования физических, химических и квантово-механических процессов с радиохимическими технологиями выделения радионуклидов.

В настоящее время для расчета материального баланса и циклограмм работы второго пускового комплекса ОДЦ (2ПК ОДЦ), модуля переработки ОЯТ (МП) Опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) и промышленного энергокомплекса (ПЭК), завода большой производительности (ЗБП) уже используется программный комплекс (ПК) «ВИЗАРТ-К», а для перехода к технологическим цифровым двойникам (ЦД) перечисленных объектов разрабатывается ПК «ВИЗАРД-РДМ» и разрабатывается методика создания ЦД оборудования для радиохимического оборудования. Задача ближайшего будущего – создание комплексной системы цифрового сопровождения объекта на всех этапах – от разработки технологии до ввода в эксплуатацию.

\* \* \*

## **ПОДХОДЫ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ПАРАМЕТРОВ И УСЛОВИЙ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛООВОГО ВЗРЫВА ТВЭКС-ТБФ НА ОСНОВЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ТЕРМИЧЕСКОМУ РАЗЛОЖЕНИЮ**

**К. В. Шеламов<sup>1</sup>, А. М. Кошечев<sup>1</sup>, А. В. Понизов<sup>1</sup>, О. М. Клименко<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва

<sup>2</sup>Российский химико-технологический университет им. Д.И. Менделеева, Москва

E-mail: shelamov@secnrs.ru

На радиохимических предприятиях растет интерес к применению новых материалов при переработке ОЯТ для повышения безопасности и эффективности процессов. Одним из таких материалов является твердый экстрагент на основе трибутилфосфата – ТВЭКС-ТБФ, представляющий продукт сополимеризации стирола и дивинилбензола в присутствии экстрагента – ТБФ. При взаимодействии органических компонентов технологической среды с азотнокислыми растворами не исключены неуправляемые химические экзотермические реакции, приводящие к тепловому взрыву с выделением большого количества газообразных продуктов и повышению температуры.

Для прогнозирования условий возникновения теплового взрыва на объектах ядерного топливного цикла необходимо иметь информацию о кинетике протекания реакций окисления. Существует множество современных методов оценки кинетических параметров, которые основываются на данных дифференциально-сканирующей калориметрии и термогравиметрии, а именно на энтальпии реакций окисления или потери массы образцом. Кинетические методы анализа подразделяются на два направления: безмодельные (изоконверсионные) и модельные. Изоконверсионные направления включают в себя интегральные и дифференциальные методы, наиболее распространенные из которых: Фридмана, Озавы-Флинна-Уолла, Киссинджера-Акахиры-Сануоза, Стэринка, Вязовкина и т.д. Применение модельных методов оценки кинетических параметров показывает высокую надежность наравне с изоконверсионными безмодельными методами в случае обработки большого набора экспериментальных данных.

Как правило, определение параметров и условий возникновения теплового взрыва при модельном подходе осуществляется с помощью специализированных программ и/или кодов. Математическое моделирование позволяет учесть сразу множество факторов: температуру реакционной смеси, температуру окружающей среды и теплообмен с ней, геометрические параметры аппарата, дополнительное тепловыделение нереакционного (радиогенного) происхождения и т.д.

Для достоверной оценки кинетических параметров разложения ТВЭКС-ТБФ в азотнокислых средах в настоящей работе показаны результаты, полученные безмодельными и модельными расчетными методами. Сделан вывод о применимости изложенных подходов для сред, используемых на объектах ядерного топливного цикла.

# ОКИСЛЕНИЕ НИТРИДОВ ЦИРКОНИЯ И НЕОДИМА РАЗЛИЧНЫМИ ГАЗОВЫМИ СМЕСЯМИ

В. В. Шеметов, М. Д. Кисель, М. В. Мазанников, М. И. Власов, А. М. Потапов  
ФГБУН «Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН», Екатеринбург

E-mail: v.schemetov@ihte.ru

В настоящее время в России ведутся разработки пирохимической схемы переработки ОЯТ [1–3]. Головной операцией при переработке нитридного топлива является высокотемпературная обработка – обработка окислительной смесью с целью освобождения топлива от оболочки, высвобождения летучих продуктов деления и перевод UN в прессуемый порошок  $UO_2$ .

В то время, когда окисление нитрида урана в литературе изучено хорошо [4–5], окислению продуктов деления уделено мало внимания. Отсутствие систематических данных по окислению нитридов продуктов деления затрудняет прогнозирование хода процесса. Без понимания механизмов и условий окисления указанных нитридов невозможно корректно определить продукты реакции, их удержание в твердой фазе и влияние на последующие стадии пирохимической переработки.

В настоящей работе с использованием инструментов программного пакета HSC Chemistry 9 [6] было проведено моделирование окисления нитридов неодима и циркония газовыми смесями ( $Ar + 20\%O_2$ ), ( $N_2 + 20\%O_2$ ) и ( $Ar + H_2O$ ). На рис. 1 приведены диаграммы равновесия при реакции нитридов с влажным аргоном, а на рис. 2 с аргонокислородной смесью.

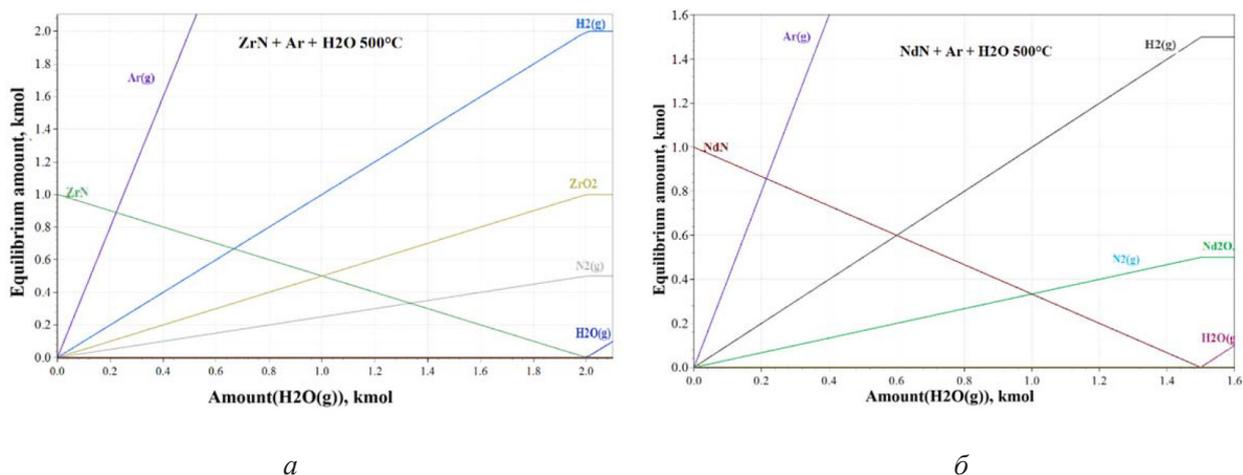


Рис. 1. Равновесный состав при окислении водяным паром:

*a* – нитрида циркония; *б* – нитрида неодима

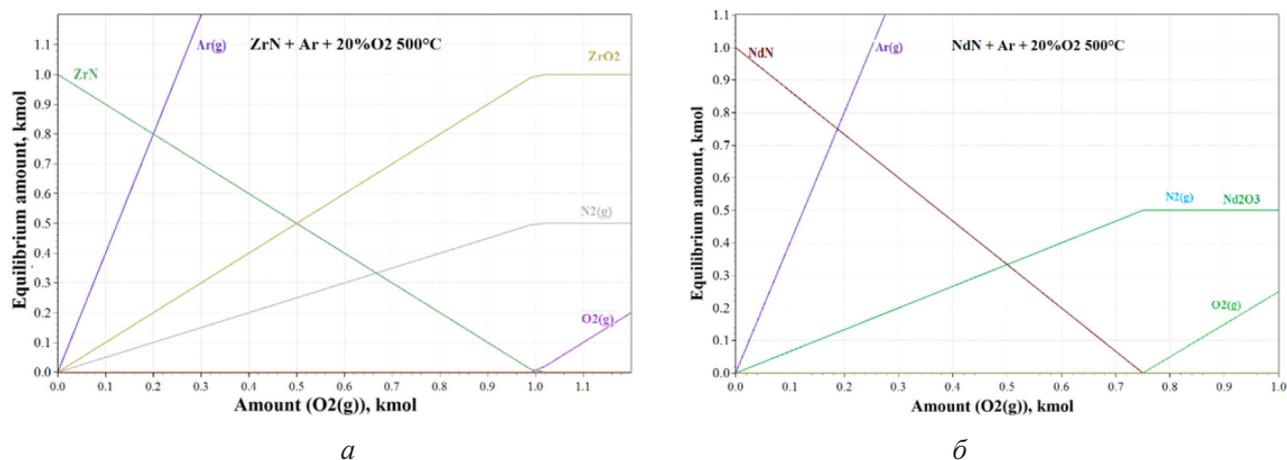


Рис. 2. Равновесный состав при окислении смесью ( $Ar + 20\%O_2$ ):

*a* – нитрида циркония; *б* – нитрида неодима

По результатам моделирования найдено, что, независимо от выбранного газа окислителя, окисление идет до высших оксидов –  $ZrO_2$  и  $Nd_2O_3$  соответственно. При использовании газовой смеси ( $Ar + H_2O$ ), одним из продуктов реакции является водород.

Температуры начала реакций были определены с использованием аппарата синхронного термоанализа. Установлено, что при использовании смесей ( $Ar + 20\%O_2$ ) и ( $N_2 + 20\% O_2$ ) температура начала реакции почти одинакова и составила  $615^\circ C$  и  $597^\circ C$  для нитрида циркония и  $384^\circ C$  и  $388^\circ C$  для нитрида неодима, однако при использовании смеси ( $Ar + 10\%H_2O$ ) реакция протекала при значительно меньших температурах –  $425^\circ C$  и  $230^\circ C$  соответственно.

## Литература

1. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами / под общ. ред. проф. Е. О. Адамова. – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2020. – 502 с.
2. Зеленая книга ядерной энергетики / под ред. Е. О. Адамова. – М. : Изд-во АО «НИКИЭТ», 2024. – 232 с.
3. **Zaikov, Yu. P.** Research and Development of the pyrochemical processing for the mixed nitride uranium-plutonium fuel [Text] / Yu. P. Zaikov, V. Yu. Shishkin, A. M. Potapov et al. // Journal of Physics: Conference Series. – 2020. – Vol. 1475(1), 012027.
4. **Dell, M.** The ignition of uranium mononitride and uranium monocarbide in oxygen [Text] / M. Dell, V. J. Wheeler // J. Nucl. Mater. – 1966. – Vol. 21, № 1967 – P. 328–336.
5. **Dell, R. M.** Hydrolysis of uranium mononitride [Text] / R. M. Dell, V. J. Wheeler, N. J. Bridger // Trans. Faraday Soc. – 1967. – Vol. 63 – P. 1286–1294.
6. **Roine, A.** HSC Chemistry® [Software], Outotec, Pori 2018. Software available at [www.outotec.com/HSC](http://www.outotec.com/HSC).

\* \* \*

## СИСТЕМА КОМПЬЮТЕРНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ОБОРУДОВАНИЯ ЯТЦ. ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ И ПЛАНЫ РАЗВИТИЯ

О. В. Шмидт<sup>1</sup>, А. Ю. Шадрин<sup>1, 2</sup>

<sup>1</sup>АО «ВНИИНМ имени академика А. А. Бочвара»

<sup>2</sup>Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли  
«Наука и инновации», Москва

E-mail: OIVShmidt@bochvar.ru

Современные возможности вычислительной техники и программного обеспечения позволяют применять методы численного (компьютерного) моделирования для решения широкого класса задач. Из-за сложности такого моделирования, а также существующие неопределенности, следствием которых является множество допущений при моделировании, такой подход не может полностью заменить этап макетирования и проведения натурных испытаний, но может существенно сократить количество требуемых макетов, а также дополнить результаты испытаний данными, которые не могут быть напрямую измерены в экспериментах.

При разработке технологического оборудования в различных отраслях промышленности в практику вводится создание цифровых двойников (ЦД) на этапе проектирования. Подход предполагает выбор комплекса моделей, достоверно описывающих процессы в разрабатываемом аппарате, и проведение многовариантных расчетов с их использованием. В расчетах варьируются параметры аппарата и проверяются конструкторские решения. Анализ полученных результатов позволяет выбрать наиболее эффективные решения и режимы работы оборудования.

В Госкорпорации «Росатом» существует опыт создания цифровых двойников, как например, «Виртуально цифровая АЭС с ВВЭР», ЦД МФР и его технологических линий (модуля фабрикации и рефабрикации смешанного уран плутониевого нитридного топлива), а также некоторых отдельных исследовательских и промышленных аппаратов внереакторных технологий. В рамках проектного направления Прорыв разработаны программные комплексы и отдельные модели технологических процессов для решения большого круга задач при проектировании технологических объектов ЗЯТЦ и конструировании радиохимического оборудования.

Набор этих моделей в обобщенном виде реализуется в разрабатываемом многокомпонентном CFD-модуле для моделирования гидродинамических процессов в аппаратах ЗЯТЦ. В настоящее время на базе этих моделей и кодов создается система компьютерного моделирования для цифровых двойников радиохимических производств и технологического оборудования, необходимая как на стадии проектирования производств и конструирования оборудования, так и для дальнейшей эксплуатации радиохимических объектов. Для разрабатываемых моделей трех аппаратов (электрохимического растворения, центробежного экстрактора и центрифуги осветления растворов) проведена валидация на опытно-промышленных макетах. Проведенные экспериментальные исследования показали адекватность математического описания, заложенного в компьютерные модели. На основании расчетов даны рекомендации по изменению конструкции аппаратов, а также изменению режимов проведения процессов.

Для интеграции моделей, кодов и прочих программных продуктов (как коммерческих, так и прецизионных), необходимых для проведения различных расчетов по обоснованию и оптимизации радиохимического оборудования, предложено использование универсальной платформы CML-Bench, которая широко используется для создания цифровых двойников высокотехнологичных промышленных процессов и изделий, а также имеет возможность интеграции с различными SPDM- и CAD-системами, позволяющими использовать модели при цифровом проектировании, а также оперативно отслеживать все необходимые изменения, как в требованиях, так и в исходных данных.

\* \* \*

## **НОВЫЕ ФУНКЦИИ ВИЗАРТ-РДМ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ МОДЕЛЕЙ И АНАЛИЗА РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТОВ**

**О. В. Шульц, Н. Ю. Романова**

ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: o.v.shults@vniitf.ru

При разработке и реализации математических моделей химико-технологических аппаратов и протекающих в них процессов разработчики постоянно сталкиваются с необходимостью решать стандартные задачи расчета процессов, протекающих в растворах. В качестве примеров можно привести взаимодействие кислот со щелочами, образование нерастворимых соединений, выделение газообразных продуктов. С другой стороны, уже существующие и применяемые в расчетах модели могут не учитывать потенциально возможных взаимодействий поступающих реагентов, что может повлечь ошибки в расчетах. Для решения обеих задач в ВИЗАРТ-РДМ были разработаны новые функции, позволяющие моделировать процессы нейтрализации, осадко- и газообразования за счет обменных реакций в растворах электролитов. Эти функции могут быть использованы разработчиками моделей, а также могут вызываться при постобработке для анализа результатов расчета.

\* \* \*

## **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИЙНОЙ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ЕМКОСТИ С КОНГАЗОМ**

**С. А. Яковлев, Е. В. Безгодов, С. Д. Пасюков, А. А. Тараканов, И. К. Шарапов**

ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

E-mail: yakovlevsa@vniitf.ru

В современной энергетике наблюдается необходимость перехода к экологическим и эффективным технологиям, обусловленная как глобальными климатическими изменениями, так и ограниченностью традиционных углеводородных ресурсов. Водородная энергетика

рассматривается как одно из ключевых направлений декарбонизации промышленности и транспорта, поскольку водород, являясь экологически чистым топливом, обладает высоким энерговыделением на единицу массы (до 142 МДж/кг) и низкой энергией воспламенения. Однако внедрение водородных технологий сдерживается рядом фундаментальных и технологических проблем, связанных с обоснованием безопасности на объектах производства водорода. Обладая широким концентрационным диапазоном воспламенения, он представляет высокую пожаро- и взрывоопасность в условиях промышленного производства.

Программа развития атомно-водородной энергетики в Госкорпорации «Росатом» включает в себя крупномасштабное централизованное производство водорода методом конверсии углеводородов на атомной энерготехнологической станции с использованием тепла от высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с химико-технологической частью (далее – ХТЧ). Технологическая схема ХТЧ включает в себя ряд реакторов, содержащих значительные массы горючих газов (метан, монооксид углерода и водород) с примесью углекислого газа и водяного пара [1]. Такую смесь называют конгазом. Из-за особенностей технологических процессов указанные газы могут находиться в рабочей парогазовой среде с температурой до 1000°C и давлением до 4 МПа.

В случае разгерметизации контура ХТЧ с последующей утечкой конгаза существует риск формирования горючей струи, способной к самовоспламенению или воспламенению от внешнего источника. Это может привести к образованию устойчивого горящего факела, представляющего угрозу для оборудования (термические и механические повреждения), персонала (ожоги, отравление токсичными продуктами горения) и общей безопасности (развитие каскадной аварии).

При обосновании пожаро-взрывобезопасности объектов ХТЧ требуется определить безопасные зоны (расстояния) для персонала и оборудования в условиях утечки, а также оценить критические параметры самовоспламенения струи в заданных условиях (температура, давление, состав смеси). Помимо прикладного характера, данные необходимо использовать для валидации вычислительных программных комплексов и инженерных кодов. Однако в открытой литературе почти отсутствуют работы, посвященные исследованию горения подобных смесей. Ближайшим аналогом конгаза, является смесь водорода и монооксида углерода, или сингаз [2, 3]. В связи с этим необходимо провести экспериментальные исследования истечения и факельного горения струй конгаза.

Целью работы являлось получение экспериментальных данных по распространению и горению струи конгаза (длина струи, тепловой поток, температура), приближенного к составу в реакторах ХТЧ на экспериментальном стенде [4].

Стенд состоит из системы газонаполнения, подогреваемого смесителя объемом 100 л, огневой камеры и сопла истечения.

В начале каждого эксперимента проводилось предварительное вакуумирование смесителя до остаточного давления менее 2 кПа, после чего в его объем вводилось расчетное количество воды и газов. Газы подались методом парциальных давлений, основываясь на предполагаемых температуре и давлении разрыва.

Таблица 1

### Начальные параметры экспериментов

№ эксп.	$T_K$ , К	$P_K$ , МПа	$V_{H_2O}^*$ , мл	Состав смеси, % $H_2/CH_4/CO_2/H_2O$	$\varnothing_{\text{сопла}}$ , мм
1	925,8	4,05	460	29,2 / 14,3 / 8,0 / 48,5	10
2	734,8	4,04	450	35,2 / 17,5 / 9,5 / 37,8	10
3	827,0	4,08	300	40,6 / 20,4 / 10,9 / 28,1	14
4	877,9	4,01	80	52,0 / 26,0 / 13,8 / 8,2	14
5	875,5	3,99	0	56,2 / 28,4 / 15,4 / 0	1
6	846,3	4,03	0	56,1 / 28,2 / 15,7 / 0	1
7	871,7	4,13	0	80,0 / 13,3 / 6,7 / 0	2
8	897,2	4,24	0	92,3 / 5,1 / 2,6 / 0	2
9	874,5	4,25	0	94,3 / 3,8 / 1,9 / 0	2
10	894,9	4,23	0	100 / 0 / 0 / 0	2

В рамках данной работы было проведено 10 последовательных экспериментов. Начальные параметры экспериментов представлены в табл. 1. В таблице приведены температура  $T_K$  и давление  $P_K$  разрыва мембраны, объем поданной воды  $V_{H_2O}$ , диаметр сопла  $\varnothing_{сопла}$  и состав смеси, определенный по показаниям манометра из уравнения состояния идеального газа.

При проведении исследований было выявлено, что при струйном истечении из сосуда под давлением 4 МПа смеси конгаза с объемной долей водяного пара от 0 до 47%, нагретой до 735–926°C, самовоспламенение отсутствует. Установлено, что струя не воспламенялась с помощью искрового промежутка с энергией искры 150 мДж (характерная энергия искры при пробое изоляции) вплоть до уменьшения объемной доли водяного пара до 27%.

Стоит отметить, что исключение водяного пара и увеличение доли водорода в газовом составе не позволило достичь условий воспламенения струи с переходом к устойчивому факельному горению. На основании полученной информации можно заключить, что даже небольшое объемное содержание метана и углекислоты (до 5,7%) в смеси препятствует образованию устойчивого горения высокоинтенсивной турбулентной струи при рассмотренных начальных условиях. Отсутствие самовоспламенения и воспламенения, вероятно, связано с ингибирующим действием водяного пара и углекислого газа.

Результаты экспериментов представлены в табл. 2, где  $t_f$  – время полного истечения струи,  $Q$  – максимальный тепловой поток зафиксированный в эксперименте.

Таблица 2

### Результаты экспериментов

№ эксп.	H <sub>2</sub> :CH <sub>4</sub> :CO <sub>2</sub>	C <sub>H<sub>2</sub>O</sub> , %	$t_f$ , с	Q, Вт/м <sup>2</sup>	Воспламенение*
1	4:2:1	48,5	13	н/д	–
2		37,8			
3		28,1	8	н/д	+/-
4		8,2			
5		0	570	н/д	–
6**		0			
7	12:2:1	0	108	н/д	–
8	36:2:1	0		н/д	+/-
9	50:2:1	0		н/д	+/-
10	1:0:0	0		239	+

\* – состояние «+/-» соответствует поджигу при котором наблюдались очаги пламени без перехода к устойчивому горению факела;

\*\* – в эксперименте не сработала система поджига

### Литература

1. Fateev S. A., Petrunin V. V., Kodochigov G. N. et al. // Atomic Energy. – 2023. – Vol. 133. – P. 251.
2. Li Z., Lu L., Yao M. et al. // ACS Omega. – 2024. – Vol. 9. – P. 36961.
3. Hwang, J., Sohn K., Bouvet N., Yoon Y. // Comb. Sci. Tech. – 2013. – Vol. 185 – P. 1715.
4. Bezgodov E. V., Belyaev P. E., Glazirin I. V. et al. // Atomic Energy. – Vol. 134, № 3–4. – P. 373.

\* \* \*

## ВАЛИДАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА АТЭК-ВЭ

**М. А. Якунина, О. В. Шульц**

ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

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

При создании низкоуглеродных технологий производства водорода крайне важным аспектом является обеспечение безопасности на объектах водородной энергетики, реализующих технологии получения, хранения и транспортировки водорода и водородсодержащих газовых смесей.

В целях адекватной оценки тяжести последствий развития аварийных сценариев как для персонала, так и в части причиненного ущерба, а также для проведения детерминистского анализа безопасности объектов водородной энергетики разрабатывается программный комплекс (далее – ПК) АТЭК-ВЭ. Он позволяет оценивать зоны действия поражающих факторов аварии и, таким образом, в результате многовариантных расчетов определять количественную меру опасности рассматриваемого объекта.

Валидация ПК АТЭК-ВЭ проводилась с использованием экспериментальных данных, полученных в РФЯЦ – ВНИИТФ. По результатам валидации было показано, что для моделей аварийных газовых истечений получено удовлетворительное согласие расчетных данных с результатами экспериментов. Модели взрыва в открытом пространстве, а также модель огненного шара, описанные в действующих нормативных документах, дают заниженную оценку целевых параметров по сравнению с экспериментами с водородом, как и модель пожара-струи. Доработанная модель взрыва в открытом пространстве характеризуется более симметричным распределением ошибок, но все еще не является консервативной. Модель тротилового эквивалента при валидации на эксперименте с конденсированным взрывчатым веществом дает заниженную оценку, однако в случае с детонацией водород-воздушной газовой смеси она характеризуется высокой степенью консервативности.

\* \* \*

## РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ НУКЛИДОВ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНОИДОВ

**М. Н. Белоногов, Н. Д. Дырда, Д. Г. Модестов, Д. В. Хмельницкий**

ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск

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

При длительном хранении существенный вклад в радиационную активность и энерговыделение отработавшего топлива энергетических реакторов будут вносить минорные актиноиды (МА – изотопы Np, Am и Cm). Одним из возможных способов утилизации МА является их трансмутация в специализированной установке – жидкосолевым реакторе-сжигателе (ЖСР-С) [1, 2]. При этом под трансмутацией МА понимается перевод в продукты деления (ПД) как этих нуклидов, так и образовавшихся из них актиноидов, в результате чего  $\alpha$ -активные актиноиды, представляющие наибольшую биологическую опасность, переходят в  $\beta$ - и  $\gamma$ -активные нуклиды.

В работе [1] показано, что при эксплуатации ЖСР-С происходит накопление альфа-активных актиноидов ( $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ) в топливной соли, радиоактивных ПД и потерь актиноидов при переработке. Поэтому актуальна задача обоснования целесообразности трансмутации МА как уменьшения их радиационной опасности.

Цель работы – сравнительный анализ радиационных характеристик МА и образующихся из них нуклидов при двух вариантах обращения: долговременное хранение МА и их транс-

мутация в ЖСР-С. В качестве радиационных характеристик рассматривались активность и эффективная доза при поступлении нуклидов внутрь организма, равная произведению их активности на соответствующий дозовый коэффициент из НРБ-99/2009. В расчетах рассматривались соли молярных составов (%)  $46,5\text{LiF}-11,5\text{NaF}-42\text{KF}$  и  $73\text{LiF}-27\text{BeF}_2$ .

В результате расчетных исследований установлено:

1. равновесный состав Pu имеет примерно в два раза больше активность, чем у исходных МА, при сопоставимом тепловыделении и эффективной дозе. Это может вызвать трудности обращения с таким плутонием при современном уровне развития технологий;

2. только после 250-ти лет эксплуатации ЖСР-С и выдержки не менее 100 лет активность актиноидов в соли, их потерь и наработанных ПД становится меньше активности исходных МА в случае их хранения. Уменьшение активности альфа-излучения и эффективной дозы актиноидов относительно исходных МА начинается после 100 лет эксплуатации ЖСР-С с последующей выдержкой ~100 лет. Причем относительное уменьшение активности тем больше, чем больше длительность эксплуатации ЖСР-С;

3. если актиноиды в топливной соли рассматривать как ядерное топливо равновесного состава, постоянно находящееся в топливном цикле ЖСР-С, и перегружаемое при выводе из эксплуатации одного реактора и запуске нового, то тогда можно не учитывать радиационные характеристики растворенных в топливной соли актиноидов. В этом случае активность альфа-излучения и эффективная доза через 50 лет эксплуатации и выдержке 100 лет уменьшится более, чем на порядок относительно исходных МА.

## Литература

1. **Белоногов, М. Н.** Сравнительный анализ трансмутации в реакторе-сжигателе на основе солей  $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{KF}$  и  $\text{LiF}-\text{BeF}_2$  [Текст] / М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Д. Г. Модестов и др. // Атомная энергия – 2022. – Т. 132, вып. 4. – С. 195–200.
2. **Игнатъев, В. В.** Реактор с циркулирующим топливом на основе расплавов фторидов металлов для сжигания  $\text{Np}$ ,  $\text{Am}$ ,  $\text{Cm}$  [Текст] / В. В. Игнатъев, С. С. Абалин, М. Ю. Гуров и др. // Атомная энергия – 2020. – Т. 129, вып. 3. – С. 130–134.

## АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

- А**  
Акованцева А. С. 3, 6  
Аксёнов А. А. 3  
Алтынникова У. Ф. 4, 15
- Б**  
Бабухина Ю. С. 22, 43  
Безгодов Е. В. 35  
Белоногова Е. А. 5  
Белоногов М. Н. 38  
Бутов А. А. 10
- В**  
Вербицкая О. В. 16  
Вишняк Д. Д. 3, 6  
Власкин Г. Н. 22, 43  
Власов М. И. 33  
Внуков Р. А. 22, 43
- Г**  
Ганеева Д. Ф. 4  
Градусова А. А. 7
- Д**  
Давлетчин Ю. Ф. 24  
Джаландинов А. Д. 8, 9  
Дырда Н. Д. 13, 38
- Е**  
Евсюкова Ю. А. 3
- Ж**  
Живетьев П. В. 10
- З**  
Зайков Ю. П. 17
- И**  
Иванов Р. Е. 10
- К**  
Карпович Г. В. 8, 9  
Кисель М. Д. 33  
Козлов М. Г. 10  
Козлов С. В. 10  
Кочетков М. А. 3  
Крутских Д. А. 11  
Крючков М. В. 11  
Кудашов И. Г. 10  
Кузнецова О. В. 16, 23  
Кускеев И. Ш. 8  
Кутузова К. С. 13
- М**  
Мазанников М. В. 33  
Макеева И. Р. 13, 15  
Макеев И. Р. 13  
Маров И. В. 26  
Мастюк Д. А. 4, 5, 13  
Модестов Д. Г. 38
- Н**  
Нечаев П. И. 14  
Никуленко Т. А. 11  
Нурмухамбетов М. С. 7, 10
- О**  
Озрин В. Д. 10
- П**  
Павлова Е. А. 21  
Пасюков С. Д. 35  
Паукова А. Е. 23  
Петрова О. Е. 16  
Петрунин В. В. 26  
Пигасов Е. Е. 5, 13, 15  
Половников П. В. 16  
Пономарев-Степной Н. Н. 26  
Попов И. С. 16, 23  
Потапов А. М. 19  
Потапов А. М. 17  
Потапов А. М. 33  
Пчелинцева С. В. 16
- Р**  
Родин А. В. 21  
Родина Е. А. 16, 22, 43  
Романова Н. Ю. 23, 35  
Рябокоть А. В. 11  
Рякин А. А. 24
- С**  
Салюлев А. Б. 19  
Сирадегян Д. И. 22, 43  
Стаханов В. В. 24
- Т**  
Тараканов А. А. 35  
Тарасов В. И. 16
- У**  
Усов Э. В. 10
- Ф**  
Файрушин А. Г. 16, 23
- Фатеев С. А. 26  
Федорин А. В. 5, 13
- Х**  
Хмельницкий Д. В. 38  
Хомяков А. Ю. 30  
Хомяков Ю. С. 16, 22, 43
- Ч**  
Чухно В. И. 10
- Ш**  
Шадрин А. Ю. 31, 34  
Шарапов И. К. 24, 35  
Шеметов В. В. 33  
Шмидт О. В. 3, 34  
Шульц О. В. 23, 35, 37
- Я**  
Яковлев С. А. 35  
Якунина М. А. 37

## СОДЕРЖАНИЕ

ЗАДАЧИ ТЕСТИРОВАНИЯ ФУНКЦИОНАЛА ВИЗАРТ-РДМ . . . . .	3
<b>А. С. Акованцева<sup>1</sup></b> , Д. Д. Вишняк <sup>1</sup> , Ю. А. Евсюкова <sup>1,2</sup> , О. В. Шмидт <sup>1,2</sup>	
<sup>1</sup> АО «ВНИИНМ имени академика А. А. Бочвара», Москва	
<sup>2</sup> АО «Прорыв», Москва	
FLOWVISION — ИНСТРУМЕНТ ДЛЯ ТРЕХМЕРНОГО ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ЗАДАЧАХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА . . . . .	3
<b>А. А. Аксёнов</b> , М. А. Кочетков	
ООО «ТЕСИС», Москва	
МОДЕЛИРОВАНИЕ ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В КАМЕРЕ РАЗДЕЛЕНИЯ ЦЕНТРОБЕЖНОГО ЭКСТРАКТОРА . . . . .	4
<b>У. Ф. Алтыникова<sup>1</sup></b> , Д. А. Мастюк <sup>1,2</sup> , Д. Ф. Ганеева <sup>1</sup>	
<sup>1</sup> ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск	
<sup>2</sup> ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск	
E-mail: altynnikovauf@vniitf.ru	
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОТЕЧЕК В ЦЕНТРИФУГЕ ОСВЕЩЕНИЯ . . . . .	5
<b>Е. А. Белоногова<sup>1</sup></b> , Д. А. Мастюк <sup>1,2</sup> , Е. Е. Пигасов <sup>1,2</sup> , А. В. Федорин <sup>1</sup>	
<sup>1</sup> ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск	
<sup>2</sup> ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск	
АЛГОРИТМ АВТОМАТИЧЕСКОГО ПОДБОРА АЭРОЗОЛЬНЫХ ФИЛЬТРОВ С УЧЕТОМ ФРАКЦИОННОГО СОСТАВА ГАЗОВОГО ПОТОКА . . . . .	6
<b>Д. Д. Вишняк<sup>1</sup></b> , А. С. Акованцева <sup>1</sup> , Ю. А. Евсюкова <sup>1,2</sup>	
<sup>1</sup> АО «ВНИИНМ имени академика А. А. Бочвара», Москва	
<sup>2</sup> АО «Прорыв», Москва	
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ГИДРОФТОРИРОВАНИЯ В АППАРАТЕ КОМБИНИРОВАННОГО ТИПА . . . . .	7
<b>А. А. Градусова</b> , М. С. Нурмухамбетов	
ООО «Центротех-Инжиниринг», Санкт-Петербург	
О РАБОТЕ РЕАКТОРА ВВЭР-1200 В СОСТАВЕ ДВУХКОМПОНЕНТНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА СО 100% ЗАГРУЗКОЙ МОКС-ТОПЛИВОМ . . . . .	8
<b>Г. В. Карпович</b> , И. Ш. Кускеев, А. Д. Джаландинов	
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск	
ВЕРИФИКАЦИЯ ПРОГРАММЫ TDMSS ДЛЯ РАСЧЕТА ИЗМЕНЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА МОКС-ТОПЛИВА . . . . .	9
<b>Г. В. Карпович</b> , А. Д. Джаландинов	
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск	
ОСНОВНЫЕ МЕХАНИЗМЫ РАЗРУШЕНИЯ СНУП ТОПЛИВА ПРИ РАСЧЕТАХ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИНТЕГРАЛЬНОГО РАСЧЕТНОГО КОДА ЕВКЛИД/V2 . . . . .	10
<b>М. Г. Козлов</b> , В. Д. Озрин, Э. В. Усов, В. И. Чухно, И. Г. Кудашов, А. А. Бутов, Р. Е. Иванов	
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва	

РАЗРАБОТКА ПРИНЦИПИАЛЬНОЙ СХЕМЫ ВЕНТИЛЯЦИИ ХРАНИЛИЩА ЯДМ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЧИСЛЕННОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ . . . . .	10
<b>С. В. Козлов</b> , М. С. Нурмухамбетов, П. В. Живетьев <i>ООО «Центротех-Инжиниринг», Санкт-Петербург</i>	
ПРОБЛЕМЫ ВОДОРОДНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НА АТОМНЫХ СТАНЦИЯХ С ПОЗИЦИИ НОРМАТИВНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ . . . . .	11
<b>М. В. Крючков</b> , Д. А. Крутских, А. В. Рябоконь, Т. А. Никуленко <i>ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва</i>	
ЦИФРОВЫЕ ДВОЙНИКИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ И ОБОРУДОВАНИЯ. СОСТОЯНИЕ РАБОТ И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ . . . . .	13
<b>И. Р. Макеева</b> <sup>1,2</sup> , Е. Е. Пигасов <sup>1,2</sup> <sup>1</sup> ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск <sup>2</sup> ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск	
ПОВЫШЕНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ГИДРОДИНАМИЧЕСКОГО ПЕРЕМЕШИВАНИЯ ПЛУТОНИЙ СОДЕРЖАЩИХ ПОРОШКОВ В АППАРАТЕ ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОГО РАСТВОРЕНИЯ . . . . .	13
<b>Д. А. Мастюк</b> <sup>1,2</sup> , К. С. Кутузова <sup>1</sup> , И. Р. Макеева <sup>1,2</sup> , Н. Д. Дырда <sup>1</sup> , А. В. Федорин <sup>1</sup> <sup>1</sup> ФГУП «Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск <sup>2</sup> ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск	
ОПЫТ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ПК ВИЗАРТ ДЛЯ РАСЧЕТА АКТУАЛЬНОГО МАТЕРИАЛЬНОГО БА- ЛАНСА ОДЦ ФГУП ГХК. РЕЗУЛЬТАТЫ 2025 ГОДА . . . . .	14
<b>П. И. Нечаев</b> <i>Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли «Наука и инновации», Москва</i>	
ЦО СТРАТЕГИИ МОДЕЛИРОВАНИЯ АППАРАТОВ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ ПРИ РАЗРАБОТКЕ ЦИФРОВЫХ ДВОЙНИКОВ . . . . .	15
<b>Е. Е. Пигасов</b> <sup>1,2</sup> , И. Р. Макеева <sup>1,2</sup> , У. Ф. Алтынникова <sup>1</sup> <sup>1</sup> ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск <sup>2</sup> ФГАОУ ВО «Южно-Уральский государственный университет (НИУ)», Челябинск	
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА СПЕКАНИЯ НИТРИДНОГО ТОПЛИВА . . . . .	16
<b>П. В. Половников</b> , В. И. Тарасов <i>Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва</i>	
АДАПТАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА РТМ-2 ПОД ЗАДАЧИ СОПРОВОЖДЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ РУ БРЕСТ-ОД-300 . . . . .	16
<b>И. С. Попов</b> <sup>1</sup> , Е. А. Родина <sup>2</sup> , Ю. С. Хомяков <sup>2</sup> , А. Г. Файрушин <sup>1</sup> , О. В. Кузнецова <sup>1</sup> , О. В. Вербицкая <sup>1</sup> , С. В. Пчелинцева <sup>1</sup> , О. Е. Петрова <sup>1</sup> <sup>1</sup> ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск <sup>2</sup> АО «Прорыв», Москва	
СЕЛЕКТИВНОЕ ОСАЖДЕНИЕ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ ИЗ ХЛОРИДНЫХ РАСПЛАВОВ НИТРИДОМ И ОКСИДОМ ЛИТИЯ ПО ДАННЫМ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ . . . . .	17
<b>А. М. Потапов</b> , Ю. П. Зайков <i>Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, Екатеринбург</i>	

ОЦЕНКА МОЛЬНЫХ ОБЪЕМОВ И МОЛЯРНОЙ ЭЛЕКТРОПРОВОДНОСТИ РАСПЛАВЛЕННЫХ СМЕСЕЙ (LiCl-KCl) <sub>эвт.</sub> -CsCl . . . . .	19
<b>А. М. Потапов</b> , А. Б. Салюлев	
<i>Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, Екатеринбург</i>	
ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЬ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РАСЧЕТОВ МАТЕРИАЛЬНОГО БАЛАНСА РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПК ВИЗАРТ . . . . .	21
<b>А. В. Родин</b> , Е. А. Павлова	
<i>Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли «Наука и инновации», Москва</i>	
ПЕРЕХОД К ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯЭ, ЗЯТЦ И РЕШЕНИЕ НАКОПЛЕННОГО ОЯТ . . . . .	22
<b>Е. А. Родина</b> , Ю. С. Хомяков, Г. Н. Власкин, Р. А. Внуков, Д. И. Сирадегян, Ю. С. Бабухина	
<i>АО «Прорыв», Москва</i>	
КЛИЕНТ-СЕРВЕРНАЯ АРХИТЕКТУРА ВИЗАРТ-РДМ . . . . .	23
<b>Н. Ю. Романова</b> , О. В. Кузнецова, А. Е. Паукова, И. С. Попов, А. Г. Файрушин, О. В. Шульц	
<i>ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск</i>	
<i>E-mail: n.yu.romanova@vniitf.ru</i>	
ИССЛЕДОВАНИЕ ГОРЕНИЯ МЕТАН-ВОДОРОД-ВОЗДУШНОЙ СМЕСИ ВБЛИЗИ КОНЦЕНТРАЦИОННЫХ ПРЕДЕЛОВ ВОСПЛАМЕНЕНИЯ . . . . .	24
<b>В. В. Стаханов</b> <sup>1,2</sup> , А. А. Рякин <sup>1</sup> , И. К. Шаратов <sup>1</sup> , Ю. Ф. Давлетчин <sup>1</sup>	
<sup>1</sup> <i>ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск</i>	
<sup>2</sup> <i>ФГАОУ ВО «Снежинский физико-технический институт Национального исследовательского ядерного университета МИФИ, Снежинск</i>	
ТОПЛИВНАЯ СОСТАВЛЯЮЩАЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГОТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ СТАНЦИИ (АЭС) . . . . .	26
<b>С. А. Фатеев</b> , В. В. Петрунин, И. В. Маров, Н. Н. Пономарев-Степной	
<i>АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород</i>	
КРОСС-ВЕРИФИКАЦИЯ РАСЧЕТОВ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ НА ТЕСТОВЫХ МОДЕЛЯХ РЕАКТОРА БН-1200 . . . . .	30
<b>А. Ю. Хомяков</b>	
<i>АО «ТВЭЛ», Москва</i>	
НУЖНА ЛИ ЦИФРОВАЯ РАДИОХИМИЯ СОВРЕМЕННОЙ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ? . . . . .	31
<b>А. Ю. Шадрин</b>	
<i>Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли «Наука и инновации», Москва</i>	
ПОДХОДЫ К ОПРЕДЕЛЕНИЮ ПАРАМЕТРОВ И УСЛОВИЙ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛОВОГО ВЗРЫВА ТВЭКС-ТБФ НА ОСНОВЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ТЕРМИЧЕСКОМУ РАЗЛОЖЕНИЮ . . . . .	32
<b>К. В. Шеламов</b> <sup>1</sup> , А. М. Кощеева <sup>1</sup> , А. В. Понизов <sup>1</sup> , О. М. Клименко <sup>2</sup>	
<sup>1</sup> <i>ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва</i>	
<sup>2</sup> <i>Российский химико-технологический университет им. Д. И. Менделеева, Москва</i>	
ОКИСЛЕНИЕ НИТРИДОВ ЦИРКОНИЯ И НЕОДИМА РАЗЛИЧНЫМИ ГАЗОВЫМИ СМЕСЯМИ . . . . .	33
<b>В. В. Шеметов</b> , М. Д. Кисель, М. В. Мазанников, М. И. Власов, А. М. Потапов	
<i>ФГБУН «Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН», Екатеринбург</i>	

СИСТЕМА КОМПЬЮТЕРНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ОБОРУДОВАНИЯ ЯТЦ. ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ И ПЛАНЫ РАЗВИТИЯ . . . . .	34
<b>О. В. Шмидт<sup>1</sup>, А. Ю. Шадрин<sup>1, 2</sup></b>	
<sup>1</sup> АО «ВНИИНМ имени академика А. А. Бочвара»	
<sup>2</sup> Частное учреждение по обеспечению научного развития атомной отрасли «Наука и инновации», Москва	
НОВЫЕ ФУНКЦИИ ВИЗАРТ-РДМ ДЛЯ РАЗРАБОТКИ МОДЕЛЕЙ И АНАЛИЗА РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТОВ . . . . .	35
<b>О. В. Шульц, Н. Ю. Романова</b>	
ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск	
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИЙНОЙ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ЕМКОСТИ С КОНГАЗОМ . . . . .	35
<b>С. А. Яковлев, Е. В. Безгодов, С. Д. Пасюков, А. А. Тараканов, И. К. Шарапов</b>	
ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск	
ВАЛИДАЦИЯ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА АТЭК-ВЭ . . . . .	37
<b>М. А. Якунина, О. В. Шульц</b>	
ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск	
РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ НУКЛИДОВ ТОПЛИВНОЙ СОЛИ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНОИДОВ . . . . .	38
<b>М. Н. Белоногов, Н. Д. Дырда, Д. Г. Модестов, Д. В. Хмельницкий</b>	
ФГУП «Российский Федеральный Ядерный Центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики имени академика Е. И. Забабахина», Снежинск	
АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ . . . . .	40

# **Моделирование технологий ядерного топливного цикла:**

Сборник тезисов докладов XIV научного семинара 3–5 марта 2026 г. – Снежинск

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





