

XI

научный семинар

**Моделирование
технологий ядерного
топливного цикла**

27 февраля – 03 марта 2023 г.

РФЯЦ–ВНИИТФ, Снежинск

УДК 621.039.516.4

М74

Моделирование технологий ядерного топливного цикла: сборник тезисов XI научного семинара 27 февраля – 03 марта 2023 г. – Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ, 2023. – 56 с.: ил.

ISBN 978-5-6047962-6-9

Настоящее издание является сборником тезисов докладов, представленных в рамках XI 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 978-5-6047962-6-9

© ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ
им. академ. Е. И. Забабахина», 2023

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДИК ИСПЫТАНИЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАБОЧИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА

Е. В. Безгодков, М. В. Никифоров, С. Д. Пасюков, А. А. Тараканов, А. Н. Савельев, Д. Л. Мошкин, И. П. Котлованов, И. А. Попов, В. В. Стаханов, Ю. Ф. Давлетчин, А. А. Рякин
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия

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

В РФЯЦ – ВНИИТФ разработаны методики испытаний по определению стартовых характеристик, производительности и предела беспламенной работы ПКРВ [2]. Методики позволяют испытывать рекомбинатор в условиях, характерных для аварий на АЭС, при различном давлении, температуре, относительной влажности, скорости и направления потоков около ПКРВ, скорости изменения объемной доли водорода в смеси, содержании кислорода. Для проведения работ адаптирована установка БМ-П, состоящая из двух соединенных между собой камер объемом 15 м³ каждая. Дополнительно в целях определения возможности воспламенения смеси вследствие откола каталитических частиц использовался комплекс КЭИП. Проведено экспериментальное обоснование методик испытаний [3].

В настоящей работе рассматриваются результаты применения методик для испытаний контрольного рекомбинатора. Получены данные о работе ПКРВ, необходимые для верификации его численной модели. Исследована зависимость стартовой концентрации от различных условий. Выявлены тенденции в увеличении или снижении производительности ПКРВ и эффективности рекомбинации водорода при влиянии ряда факторов. При определенном соотношении концентрации кислорода к концентрации водорода в смеси возникают полезные для обеспечения взрывобезопасности эффекты. Открыт режим горения водородосодержащей смеси в рекомбинаторе, ранее не отмечавшийся в литературе. Приведены рекомендации к существенному снижению вероятности откола каталитических частиц.

По результатам исследований представлены предложения по уточнению методик испытаний рекомбинаторов водорода. Также отмечена необходимость разработки нормативных документов в части требований к рекомбинаторам водорода, методикам и программам испытаний, приемочным и периодическим испытаниям. Эти работы позволят повысить уровень водородной безопасности на атомных станциях.

Список литературы

1. **Безгодков, Е. В.** К разработке методик испытаний рекомбинаторов водорода [Текст] / Е. В. Безгодков, В. А. Симоненко, В. М. Крюков // Моделирование технологии ядерного топливного цикла: сборник материалов IX Научного семинара 3–7 февраля 2020 г. – Снежинск : Изд-во РФЯЦ – ВНИИТФ, 2020. – С. 4–5.
2. **Безгодков, Е. В.** Разработка методик испытаний по определению характеристик пассивных каталитических рекомбинаторов водорода [Текст] / Е. В. Безгодков, В. М. Крюков, С. Д. Пасюков и др. // Забабахинские научные чтения: сборник материалов XV Международной конференции. – Снежинск: Изд-во РФЯЦ – ВНИИТФ, 2021. – С. 155.
3. **Безгодков, Е. В.** Экспериментальное обоснование методик испытаний рекомбинаторов водорода [Текст] / Е. В. Безгодков, В. В. Стаханов, С. Д. Пасюков и др. // Моделирование технологии ядерного топливного цикла: сборник материалов X Научного семинара 14–18 марта 2022 г. – Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ, 2022. – С 5.

* * *

ОСОБЕННОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНОИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ-СЖИГАТЕЛЕ

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

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

Для уменьшения в долгосрочной перспективе активности РАО рассматривается извлечение из ОЯТ минорных актиноидов (МА – Np, Am и Cm) и их трансмутация в специализированной установке – жидкосолевом реакторе-сжигателе (ЖСР-С) [1, 2]. При этом под трансмутацией понимается перевод МА и актиноидов, образующихся из них под действием нейтронов и радиоактивного распада, в продукты деления.

Основные закономерности трансмутации МА в ЖСР-С определялись по результатам расчетного моделирования топливного цикла (ТЦ) реактора с использованием программы Арктика [3], предназначенной для решения уравнения переноса нейтронов в диффузионном приближении, и кода РИСК [4], служащего для расчета нуклидной кинетики. При моделировании внешней части ТЦ учитывалась выдержка топливной соли, ее переработка и возврат в топливный контур.

Расчетная модель реактора представляла собой топливную композицию, заключенную в металлический корпус из сплава никеля и молибдена. Тепловая мощность реактора, определяемая производительностью трансмутации МА ~250 кг/год, принята равной 800 МВт.

В качестве растворителя топливных компонент рассматривалась эвтектика молярного состава $46,5\text{LiF}-11,5\text{NaF}-42\text{KF}$, которая характеризуется сравнительно высокой растворимостью в ней актиноидов [5]. Благодаря этому в ЖСР-С на основе этой соли возможен оптимальный режим работы с потреблением только МА [2]. Такому режиму соответствует определенная концентрация актиноидов в топливной соли C_{opt} : при концентрации ниже необходимо в топливе подпитки часть МА заменить Pu, при концентрации выше необходимо извлекать избыточно нарабатываемый Pu, компенсируя его дополнительной загрузкой МА для поддержания концентрации. В работе основное внимание уделено определению влияния характеристик реактора и его ТЦ на C_{opt} .

В результате было установлено:

1. характерный диапазон C_{opt} составляет 10–15%, моль;
2. в диапазоне объема активной зоны 4–8 м³ наблюдается минимум C_{opt} ;
3. наибольшее влияние на C_{opt} оказывают объем топливного контура и длительность переработки (с учетом выдержки). Эти характеристики должны быть минимизированы;
4. накопление продуктов деления слабо влияет на C_{opt} , поэтому степень их извлечения при переработке будет определяться технологическими возможностями;
5. характерный состав актиноидов слабо зависит от характеристик реактора и внешней части ТЦ, в том числе от состава топлива подпитки: U ~10%, Pu ~49%, Np ~14%, Am ~18%, Cm ~9%.

Список литературы

1. **Игнатьев, В. В.** Реактор с циркулирующим топливом на основе расплавов фторидов металлов для сжигания Np, Am, Cm [Текст] / В. В. Игнатьев, С. С. Абалин, М. Ю. Гуров и др. // Атомная энергия. – 2020. – Т. 129, вып. 3. – С. 130–134.
2. **Модестов, Д. Г.** Об оптимальном режиме трансмутации минорных актиноидов в жидкосолевом реакторе [Текст] / Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Д. В. Хмельницкий и др. // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128, вып. 3. – С. 135–142.
3. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Арктика» № 2016610262 от 11.01.2016.
4. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Программный комплекс «Расчет изменения состава в приближении ядерной кинетики (ПК «РИСК»)» № 2016610142 от 11.01.2016.
5. **Лизин, А. А.** Растворимость PuF_3 , AmF_3 , CeF_3 , NdF_3 в расплаве $\text{LiF}-\text{NaF}-\text{KF}$ [Текст] / А. А. Лизин, С. В. Томилин, О. Е. Гневашов и др. // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 1. – С. 11–16.

**МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ
НА ОБЪЕКТАХ ПРОИЗВОДСТВА, ХРАНЕНИЯ
И ТРАНСПОРТИРОВКИ ВОДОРОДА
С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА КЕДР**

П. Е. Беляев^{1,2}, И. Р. Макеева^{1,2}, Д. А. Мастюк¹, Е. Е. Пигасов^{1,2}, Т. А. Куприянец¹

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

²ФГАОУ ВО ЮУрГУ (НИУ), Челябинск, Россия

В силу подъема интереса к водородной энергетике проблема водородной безопасности на промышленных объектах становится все более актуальной. Одним из рассматриваемых подходов к крупномасштабному производству водорода в России является паровой риформинг метана с использованием тепла и энергии, обеспечиваемых расположенной вблизи АЭС. При таком подходе, в процессе производства водорода используется широкий перечень горючих газов от метана и монооксида углерода, до, собственно, водорода. При этом, крупномасштабное производство водорода предполагает наличие крупных потребителей, таких как металлургическая промышленность, и компенсационных емкостей высокого давления, способных вместить десятки тонн водорода в случае остановки оборудования на производстве-потребителе. Если рассматривать возможные аварийные ситуации, то выброс горючего газа в открытое пространство с последующим воспламенением сами по себе представляют существенно меньшую опасность, чем воспламенение горючего состава в присутствии множества трубопроводов, корпусов реакторных установок и разного рода арматуры, так как, согласно [1], при воспламенении водород-воздушной смеси объемом до 2100 м³ в открытом пространстве, получаемые скорости и давления значительно ниже соответствующих точке Жуге и не превышают 80 м/с и 6 кПа соответственно.

Однако, загроможденность пространства [2–4], существенное изменение диаметра канала, по которому распространяется пламя [5], наличие газозвесей в области горения [6] приводят к существенному ускорению дефлаграции и переходу в детонационный или квазидетонационный режимы. При этом, характеристики процесса, получаемые в экспериментах на конкретных установках, не являются полностью универсальными, и переносить их на другие объекты можно только условно и качественно. В то же время, проводить экспериментальное исследование дефлаграционных и детонационных процессов для, например, каждого конкретного проекта промышленной площадки с целью определения безопасного расположения объектов инфраструктуры относительно друг друга не представляется возможным в силу высокой стоимости и опасности каждого такого эксперимента, тогда как проведение расчетных экспериментов существенно дешевле и безопаснее натуральных.

Таким образом, для оценки опасности указанных аварийных процессов актуальным представляется использование программного средства, позволяющего описывать течения химически реагирующих сплошных сред в расчетных областях со сложной геометрией. Программный комплекс «КЕДР» позволяет моделировать течения сплошных сред в широком диапазоне скоростей, включая ударно-волновые течения. Для описания ударно-волновых течений используется разработанная коллективом авторов модификация метода Куропатенко для расчета ударных волн, позволяющая применять его в эйлеровых координатах [7]. Описание химических превращений, допускающее использование произвольных кинетических механизмов, происходит с использованием метода, подробно описанного в [8], дополненного решателем жестких систем ОДУ [9]. Использование интегралов столкновения и параметров потенциала Леннарда-Джонса для расчета коэффициентов переноса [10] позволяет учесть влияние изменения температуры, давления и концентраций компонент в широких диапазонах, характерных для рассматриваемых аварийных процессов.

Работоспособность программного комплекса «КЕДР» в части описания течений реагирующей смеси в расчетной области со сложной геометрией была проверена путем сравнения результатов моделирования с экспериментальными данными. В работе [11] представлены результаты экспериментов с переходом дефлаграции в детонацию водород-воздушной смеси в ударной трубе с препятствиями. Доля водорода в рассмотренных составах варьировалась

в диапазоне от 17 до 60 процентов объема. Сравнение результатов моделирования показало хорошее совпадение скоростей детонации с полученными в эксперименте.

Список литературы

1. **Pfortner, H.** Flame acceleration and pressure buildup in free and partially confined H_2 air clouds [Текст] / Pfortner H., Schneider H. // Books of abstracts of 9-th ICDERS. – 1983. – P. 60.
2. **Wagner, H. Gg.** Flammenbeschleunigung – zentrales problem bei der Entscheidung von explosionen [Текст] // PTB-Mitteilungen. – 1981. – Vol. 91, № 4. – P. 24.
3. **Dorge, K. J.** Experiments on velocity augmentation of the flame by grids [Text] / K. J., D. Pangritz, H. Gg. Wagner // Acta Astr. – 1976. – Vol. 3, № 11/12. – P. 1067–1078.
4. **Горев, В. А.** Ускоряющееся горение в газовых объемах [Текст] / В. А. Горев, С. Н. Мирошников // Химическая физика. – 1982. – № 6. – С. 854–858.
5. **Jost, W.** Influence of various parameters on initiation, stability, and limits of detonation [Text] / W. Jost, H. Gg. Wagner // a) AFOSR-78-3587, 1979, b) AFOSR-79-0117A, 1981, c) AFOSR-73-2541, 1978.
6. **Sherman, M. P.** The effect of traverse venting of flame acceleration and transition to detonation in a large channel [Text] / M. P. Sherman, S. R. Tieszen, W. D. Benedick, J. W. Fisle // Progress in Astronautics and Aeronautics. Dynamics of explosions. AIAA Inc., N.-Y. – 1986. – Vol. 106. – P. 66.
7. **Беляев, П. Е.** Адаптация метода Куропатенко для расчета ударных волн в эйлеровых координатах [Текст] / П. Е. Беляев, И. Р. Макеева, Е. Е. Пигасов, Д. А. Мастюк // Вестник ЮУрГУ. Сер. «Математическое моделирование и программирование» (Вестник ЮУрГУ ММП). – 2021. – Т. 14, № 1. – С. 83–96.
8. **Пигасов, Е. Е.** Математическое моделирование адиабатического теплового взрыва для реакции окисления водорода [Текст] / Е. Е. Пигасов, В. К. Рябинин, Ю. М. Ковалёв // Вестник ЮУрГУ. Сер. Математическое моделирование и программирование» (Вестник ЮУрГУ ММП). 6, 3. – 2013.
9. **Gear, C. W.** Numerical initial value problems in ordinary differential equations [Text]. – Prentice-Hall, Inc. Englewood Cliffs, New Jersey, 1971.
10. Молекулярная теория газов и жидкостей : пер. с англ. / Дж. Гиршфельдер, Ч. Кертисс, Р. Берд. – М. : ИЛ, 1961. – 930 с.
11. **Wang, L-Q** Experimental study of detonation propagation in a square tube filled with orifice plates [Text] / Wang L-Q, et al. // International Journal of Hydrogen Energy (2018), <https://doi.org/10.1016/j.ijhydene.2018.01.080>

* * *

САМОВОСПЛАМЕНЕНИЕ ВОДОРОДА И ВОДОРОДОСОДЕРЖАЩИХ СМЕСЕЙ ПРИ ИМПУЛЬСНОМ ИСТЕЧЕНИИ В КАНАЛ И ПОЛУОТКРЫТОЕ ПРОСТРАНСТВО

В. В. Володин, С. В. Головастов, В. В. Голуб

Объединенный институт высоких температур РАН, Москва, Россия

Типовой сценарий развития горения и взрыва газов включает образование горючей смеси и ее зажигание высокотемпературным источником. В качестве источника зажигания обычно рассматриваются открытое пламя, электрический разряд, нагретая поверхность или предварительно нагретый окислитель. В случае достаточно быстрого открытия емкости с горючим газом высокого давления в холодный окислитель истекающая струя газа создает ударную волну в среде окислителя, что, при определенных условиях, может вызвать воспламенение на границе раздела горючего и окислителя [1]. Данный сценарий не требует дополнительного источника воспламенения и может реализовываться при разрушении трубопровода или емкости высокого давления с горючим газом, а также при штатном открытии устройств сброса давления. Воспламенение и характер горения зависят от состава горючего газа и окислителя, давления и температуры, скорости открытия отверстия и геометрических характеристик пространства, заполненного окислителем [2, 3].

В докладе представлено обобщение экспериментальных и численных работ авторов, направленных на исследование воспламенения водорода и водородосодержащих смесей при импульсном истечении в канал и полуоткрытое пространство. Проведены эксперименты по самовоспламенению водорода и его смесей с метаном и монооксидом углерода при выбросе в прямой канал. Обнаружены различные сценарии развития течения после начала истечения: без воспламенения; с самовоспламенением и последующим гашением; с самовоспламенением и последующим переходом в горящую газовую струю [4]. Получены зависимости давления, при котором происходит самовоспламенение, от диаметра отверстия и длины канала, в который происходит истечение. Определено влияние формы поперечного сечения канала на граничные значения давления. Исследована зависимость давления и расстояния самовоспламенения от скорости открытия диафрагмы. Проведены эксперименты в каналах с боковыми отводами [5].

Полученные результаты могут быть использованы как для тестирования численных моделей воспламенения и развития горения, так и для проектирования оборудования для работы с газовыми смесями и устройств предотвращающих или вызывающих самовоспламенение газовых смесей при выбросе из сосудов высокого давления.

Список литературы

1. **Баженова, Т. В.** Самовоспламенение горючего газа при импульсном истечении его в окислительную среду [Text] / Т. В. Баженова, М. В. Брагин, В. В. Голуб, М. Ф. Иванов // ПЖТФ. – 2006. – Т. 32, № 6. – С. 77–82.
2. **Ivanov, M. F.** Mechanism of self-ignition of pressurized hydrogen flowing into the channel through rupturing diaphragm [Text] / M. F. Ivanov, A. D. Kiverin, A. E. Smygalina et al. // Int. J. Hydrogen Energy. – 2017. – Vol. 42. – P. 11902–11910. – doi: 10.1016/j.ijhydene.2017.02.032.
3. **Jiang, Y.** Non-premixed flame propagation inside and outside the different three-way tubes after the self-ignition of pressurized hydrogen [Text] / Y. Jiang, X. Pan, M. Hua et al. // Process Saf. Environ. Prot. – 2022. – Vol. 165. – P. 102–113. – doi: 10.1016/j.psep.2022.06.061.
4. **Golub, V. V.** Experimental and numerical investigation of hydrogen gas auto-ignition [Text] / V. V. Golub, D. I. Baklanov, T. V. Bazhenova et al. // Int. J. Hydrogen Energy. – 2009. – Vol. 34. – P. 5946–5953. – doi: 10.1016/j.ijhydene.2009.01.081.
5. **Golovastov, S. V.** Self-ignition of hydrogen jet discharged under high pressure into a perforated channel [Text] / S. V. Golovastov, O. Terekhova // J. Loss Prev. Process Ind. – 2016. – Vol. 43. – P. 198–202. – doi: 10.1016/j.ijhydene.2012.04.070.

* * *

КВАНТОВО-МЕХАНИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ПЛУТОНИЯ НА СВОЙСТВА ГИПОСТЕХИОМЕТРИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ UO_{2-x}

А. С. Воробьёв¹, А. Е. Галашев^{1,2}, Ю. П. Зайков^{1,2}

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

²Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина, Екатеринбург, Россия

В последнее время были проведены серии экспериментальных работ по восстановлению оксидов актиноидных металлов электролизом в солевых расплавах. В результате электрохимического процесса оксид урана восстанавливается до металла, который остается на катоде. Восстановление диоксида урана (UO_2) до металлического урана происходит при удалении кислорода из системы. Метод электролитического восстановления заключается в удалении кислорода из UO_2 путем вытеснения урана из этого соединения литием. Новообразованное соединение Li_2O поступает в солевой расплав, где распадается на ионы Li^+ и O^{2-} . При электролитическом восстановлении отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), как правило, на катоде одновременно осаждаются U и Pu. Целью данной работы является исследование изменения

структурных, энергетических и электронных свойств диоксида урана, содержащий плутоний в соотношениях Pu:U – 1:7 и 1:3 при изъятии кислорода из системы.

Расчеты проводились с использованием приближения локальной плотности с корректирующей добавкой Хаббарда в программном пакете Siesta. Для исследования зонной структуры нестехиометрических фаз UO_{2-x} была построена кубическая гранецентрированная сверхячейка диоксида урана $2 \times 2 \times 2$. Этот прототип α -фазы диоксида урана включал в себя 8 атомов урана и 16 атомов кислорода. Эта структура транслировалась в трех направлениях. Внесение плутония осуществлялось заменой одного или двух атомов U на атомы Pu. Моделирование проводилось с использованием приближения LDA+U [1], значения U_{eff} и J_{eff} для атомов урана и плутония брались равными 4,5 и 0,5 эВ соответственно. Во всех рассматриваемых нами системах была проведена геометрическая оптимизация с использованием приближения локальной плотности в форме CA [2]. Зонные структуры всех рассмотренных систем строились по направлению L-Г-X-U-K-Г, зона Бриллюэна задавалась с помощью модуля Монхорста-Пака размерностью $7 \times 7 \times 7$ k -точек. Также были построены спектры электронных состояний (DOS-спектры).

Показано уменьшение полной энергии связи в соединении UO_2 при замещении урана плутонием в соотношениях $NPu/NU = 1:7$ и $1:3$. Выявлено увеличение энергии связи между плутонием и остальной частью соединения при удалении кислорода из систем U_7PuO_{16} и $U_6Pu_2O_{16}$. Показано, что ширина запрещенной зоны сужается вплоть до полной металлизации соединения при удалении кислорода из соединения UO_2 до установления соотношения $NU/NO = 2:3$. Обнаружен переход в проводящее состояние соединения UO_2 при замене урана на плутоний с достижением соотношения $NPu/NU = 1:3$.

Список литературы

1. **Dudarev, S. L.** Electron-energy-loss spectra and the structural stability of nickel oxide: An LSDA+U study [Text] / S. L. Dudarev, G. A. Botton, S. Y. Savrasov et al. // Phys. Rev. B. – 1998. – Vol. 57. – P. 1505–1509. – doi: 10.1103/PhysRevB.57.1505
2. **Perdew, J. P.** Self-interaction correction to density-functional approximations for many-electron systems [Text] / J. P. Perdew and A. Zunger // Phys. Rev. B. – 1981. – Vol. 23. – P. 5048–5079. – doi: 10.1103/PhysRevB.23.5048

* * *

ПОДХОДЫ К ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМ ИССЛЕДОВАНИЯМ ДЛЯ МАТЕМАТИЧЕСКОГО ОПИСАНИЯ ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ, ПРОТЕКАЮЩИХ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕДАХ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА, ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ

Л. В. Гёзаян, А. В. Родин

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной
и радиационной безопасности», Москва, Россия

В технологических средах объектов ядерного топливного цикла, предназначенных для переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), используются и образуются вещества, показатели опасности которых изучены не в полной мере. Одними из таких веществ являются потенциально пожаровзрывоопасные горючие материалы, используемые при переработке смешанного нитридного уран-плутониевого топлива (СНУП) пирохимическим способом [1]. Их основным показателем пожаровзрывоопасности является температура самовоспламенения материала, однако существующие стандартные методы для ее определения, не применимы к радиоактивным средам [2]. В этой связи, поиск подходов к экспериментальным исследованиям для математического описания химических процессов, протекающих в технологических средах объектов ядерного топливного цикла является актуальной задачей.

Наиболее подходящими методами изучения твердых порошков, используемых в технологии переработки СНУП ОЯТ являются дифференциально-сканирующая калориметрия и

термогравиметрия (ДСК-ТГ) [3]. Такой метод позволяет получить математическую модель химического процесса, используя при этом микроколичества веществ в экспериментальных исследованиях. Для отработки режимов проведения исследований, была проведена серия испытаний с использованием доступных и неактивных материалов с известными параметрами: металлического порошка магния (Mg); металлического порошка циркония (Zr); гидрида алюминия (AlH₃).

Эксперименты проводились с целью определения влияния на протекание процесса окисления следующих факторов: скорости нагрева образца; массы навески; наличия флегматизатора; состава атмосферы; доступа окислителя к материалу.

Результаты исследований показали, что для корректности определения кинетических параметров окисления порошков следует стремиться к минимальной скорости нагрева образцов, минимальным массам навесок. Экспериментально установлено, что наличие флегматизатора не вносит изменение в характер окисления образца, изменение состава атмосферы в широких диапазонах содержания кислорода не показывает существенного влияния на начальные процессы окисления. Также установлено, что в случае затруднении в доступе атмосферы, наблюдается снижение скорости окисления, это может влиять на определяемое значение показателя пожаровзрывоопасности. Проведенные исследования позволили разработать перечень рекомендаций по изучению потенциальной пожаровзрывоопасности продуктов пирохимической переработки СНУП ОЯТ методом ДСК-ТГ.

Список литературы

1. **Гупало, В. С.** Техноэкономический анализ и оптимизация полных технологических схем обращения с РАО на полуфункциональном комплексе пирохимической переработки отработавшего ядерного топлива быстрых реакторов [Текст] / В. С. Гупало, В. Н. Чистяков, Л. А. Кормилицина и др. // М. : Технология металлов, 2014.
2. ГОСТ 12.1.044-89. Пожаровзрывоопасность веществ и материалов. Номенклатура показателей и методы их определения.
3. **Rao, G. A. R.** Oxidation behavior of U₂N₃ // *Thermochimica acta.* – 1990. – Т. 159. – Р. 349–356.

* * *

ОПЫТ МОДЕЛИРОВАНИЯ КРУПНОМАСШТАБНОГО ГОРЕНИЯ ПРИ ПОМОЩИ ПрЭВМ САВАРЕТ-SC1

А. В. Данилин, А. И. Гавриков, В. Ю. Глотов, А. А. Канаев

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия

В ПрЭВМ САВАРЕТ-SC1 включена модель горения [1]. Для валидации ПрЭВМ САВАРЕТ-SC1 проведены расчеты эксперимента с горением однородной водородно-воздушной смеси на установке ENACCEF [2], вид которой представлены на рис. 1. Содержание водорода составляет 13%. Начальные температура и давление в эксперименте составляют 296 К и 1 атм, соответственно.

Для расчетов построена геометрическая модель установки ENACCEF с девятью установленными кольцевыми препятствиями, создающими уровень загроможденности разгонной части установки BR=0,63. Расчетная геометрическая модель представляет полный объем установки ENACCEF. На гранях задаются условия непроницаемых стенок без проскальзывания. Теплообменом со стенками пренебрегается. На основе данной геометрической модели построены три расчетные сетки с характерными размерами ячеек 8, 4 и 2,5 мм. Общее количество расчетных ячеек в данных сетках составляет 1, 8 и 30 млн., соответственно. На рис. 2 приведено сравнения положения фронта пламени в эксперименте [2] и расчетах на сетках различной мелкости разбиения.

Работа выполнена с использованием оборудования Центра коллективного пользования сверхвысокопроизводительными вычислительными ресурсами МГУ имени М. В. Ломоносова [3].

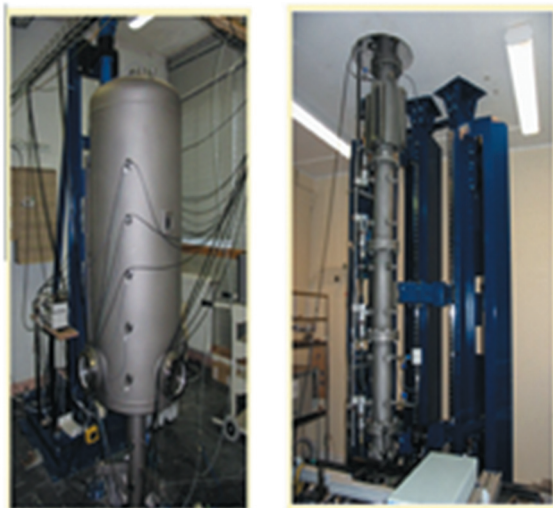


Рис. 1. Вид установки ENACCEF [2]

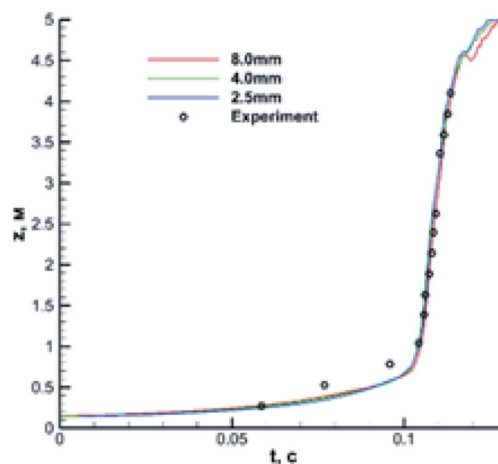


Рис. 2. Эволюция положения фронта пламени в расчетах и эксперименте [2]

Литература

1. **Zimont, V.** A numerical model of premixed turbulent combustion of gases [Text] / V. Zimont, A. N. Lipatnikov // Chem. Phys. Reports, – 1995. – Vol. 14, № 7. – P. 993–1025.
2. **Bentaib, A.** SARNET hydrogen deflagration benchmarks: Main outcomes and conclusions [Text] / A. Bentaib, A. Bleyer, N. Meynet et al. // Annals of Nuclear Energy. – 2014. – Vol. 74. – P. 143–152.
3. **Voevodin, VI.** Supercomputer Lomonosov-2: Large Scale, Deep Monitoring and Fine Analytics for the User Community [Text] / VI. Voevodin, A. Antonov, D. Nikitenko, et al. // Supercomputing Frontiers and Innovations. – 2019. – Vol. 6, № 2. – P. 4–11.

* * *

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ ЛИКВИДУСА РАСПЛАВОВ, МОДЕЛИРУЮЩИХ ТОПЛИВНУЮ СОЛЬ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА-СЖИГАТЕЛЯ МИНОРНЫХ АКТИНОИДОВ НА ОСНОВЕ ЭВТЕКТИКИ LiF-NaF-KF

**Н. Д. Дырда, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Д. Г. Модестов, Д. В. Хмельницкий,
О. В. Шульц, И. В. Санников, П. А. Санникова, В. А. Шелан, Р. Р. Фазылов**
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия

Целью работы являлось исследование влияния продуктов коррозии конструкционных материалов жидкосолевого реактора-сжигателя (ЖСР-С), продуктов деления (их имитаторов) на фазовое поведение композиции, моделирующей топливную соль на основе FLiNaK в условиях, характерных для перспективного жидкосолевого реактора-сжигателя МА.

Было выполнено экспериментальное исследование влияния продуктов коррозии, деления или их имитаторов на фазовое поведение топливной соли на основе 46,5LiF–11,5NaF–42KF в условиях, характерных для перспективного ЖСР-С.

В ходе выполнения работы:

- определены диапазоны концентраций и характерных составов продуктов деления;
- определен диапазон характерных концентраций продуктов коррозии кандидатных конструкционных материалов;
- выбраны и обоснованы модельные составы на основе FLiNaK с добавками UF₄, PuF₃, NdF₃ и NiF₂ для экспериментального исследования фазового поведения композиции, моделирующей топливную соль на основе FLiNaK перспективного ЖСР-С;

– предложена и обоснована постановка экспериментов и разработана программа экспериментов по исследованию фазового поведения топливной соли на основе FLiNaK перспективного ЖСР-С;

– изготовлены необходимые компоненты топливной композиции, включая соль-растворитель, фториды топливных добавок и их имитаторы UF_4 и PuF_3 , NiF_2 как имитатор фторидов продуктов коррозии, NdF_3 как имитатор фторидов ПД;

– выполнен аналитический контроль состава компонентов несущей соли, по результатам которого показано соответствие требованиям технического задания по содержанию основных примесей.

В результате выполнения работы получены данные о температуре ликвидуса расплавов на основе FLiNaK с разными концентрациями фторидов плутония и урана, моделирующих топливную соль перспективного ЖСР-С при реализации эффективного режима трансмутации МА, также получены данные о степени влияния продуктов деления, продуктов коррозии конструкционных материалов на основе никеля и молибдена и их совместного влияния на температуре ликвидуса расплавов на основе FLiNaK.

* * *

МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КРИСТАЛЛИЗАЦИОННОГО АФФИНАЖА ЦЕЛЕВЫХ ПРОДУКТОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ

В. А. Кашеев, В. И. Волк, Е. Д. Филимонова

АО «Высокотехнологический НИИ неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара»,
Москва, Россия

Задачей процесса переработки ОЯТ является извлечение присутствующих в ОЯТ делящихся материалов (урана и плутония). Промышленно используемая технология переработки ОЯТ основана на растворении ОЯТ в азотной кислоте и применении различных органических соединений (экстрагентов) для селективного извлечения топливных материалов из азотнокислого раствора с последующей операцией выделения целевых компонентов из органической фазы. Отработанный экстрагент является экологически опасным продуктом, и его утилизация представляет серьезную технологическую проблему.

Одним из безреагентных способов выделения урана и плутония из ОЯТ является кристаллизационный аффинаж [1, 2]. Процесс основан на создании условий (концентрационного и температурного режимов в рабочем объеме аппарата), при которых целевые продукты из азотнокислого раствора выделяются в кристаллическую фазу. Для реализации описанного выше процесса создан полномасштабный макет опытно-промышленного аппарата – линейного кристаллизатора и разработана математическая модель, описывающая работу кристаллизатора в непрерывном режиме [3].

При проведении расчетов в рамках разработанной модели [4] были определены наиболее эффективные режимы, характеризующиеся максимальным выделением кристаллического продукта, а также определены конструктивные особенности, лимитирующие эффективность работы аппарата.

На основании полученных данных предложены изменения конструкции кристаллизатора [5], а математическая модель была адаптирована для описания процесса кристаллизации в аппарате измененной конструкции. Проведены расчеты, подтверждающие возможность повышения выхода целевых компонентов в кристаллическую фазу в аппарате усовершенствованной конструкции. В настоящее время на площадке АО «ВНИИНМ» проводятся работы по созданию полномасштабного макета опытно-промышленного кристаллизатора усовершенствованной конструкции.

Список литературы

1. **Chikazawa, T.** Batch Crystallization of Uranyl Nitrate [Text] / T. Chikazawa, T. Kikuchi, A. Shibata et al. // Nuclear science and Technology. – 2008. – Vol. 45, № 6. – P. 582–587.

2. **Homma, S.** Flowsheet Study of U-Pu Co-Crystallization Reprocessing System [Text] / S. Homma, J. Ishii, T. Kikuchi et al. // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2008. – Vol. 45, № 6. – P. 510–517.
3. **Веселов, С. Н.** Математическое моделирование процесса кристаллизации в линейном кристаллизаторе непрерывного типа [Текст] / Веселов С.Н., Волк В.И., Кашеев В.А. и др. // Инженерно-физический журнал. – 2017. – Т. 90, № 1. – С. 148–158.
4. **Веселов, С. Н.** Анализ режимов работы линейного кристаллизатора непрерывного действия [Текст] / С. Н. Веселов, В. И. Волк, В. А. Кашеев, Е. А. Посеницкий // Процессы и аппараты химической технологии. – 2017. – Т. 18, № 3. – С. 136–144.
5. **Патент №2755474 РФ** Способ кристаллизационного выделения и очистки гексагидрата нитрата уранила и устройство для его осуществления [Текст] / В. И. Волк, В. А. Кашеев, Т. А. Бойцова – 16.09.21.

* * *

СТРАТЕГИИ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ. РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ ОБРАЗУЮЩИХСЯ РАО

В. А. Кашеев, А. А. Рыкунова, А. Ю. Шадрин

АО «Высокотехнологический НИИ неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара»,
Москва, Россия

Официальные данные МАГАТЭ [1] свидетельствуют, что с 1990 года количество выгруженного из ядерных реакторов отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) увеличилось в 4 раза. За тот же период количество переработанного ядерного топлива выросло немногим более двух раз. Объем ОЯТ, находящегося на длительном контролируемом хранении, стремительно нарастает. Причиной является сложность технологии переработки ОЯТ, с одной стороны, и отсутствие приемлемого с точки зрения критерия «цена-качество» варианта обращения с высокоактивными отходами (ВАО), образующимися при переработке ОЯТ.

Принимая во внимание, что имеющиеся экономические оценки [2] свидетельствуют о незначительном вкладе фракционирования в общие затраты на замыкающей стадии ЯТЦ на фоне кондиционирования, контролируемого хранения и захоронения РАО, можно сделать вывод, что именно эти этапы, то есть выбранные варианты хранения и захоронения кондиционированных РАО, при разработке стратегии фракционирования должны учитываться в первую очередь.

Утвержденные изменения в нормативную документацию, определяющую классификацию кондиционированных РАО [3], вступающие в силу с 2024 г., существенно изменили требования к РАО, пригодным для приповерхностного захоронения. Проведенные расчеты показали [4], что одним из самых существенных требований для снижения затрат на захоронение РАО является выделение фракции минорных актинидов (МА) при переработке ОЯТ (с чистотой 99,9%) и направление выделенных МА на реакторное дожигание в составе регенерированного ядерного топлива.

Оставшиеся после извлечения МА в составе ОЯТ продукты деления могут быть частично захоронены приповерхностно после продолжительной контролируемой выдержки (100–150 лет). Речь идет о, так называемой, «короткоживущей фракции» – совокупности изотопов цезия и стронция, которую также целесообразно выделять в отдельную фракцию при переработке ОЯТ.

В настоящей работе представлено сопоставление различных вариантов фракционирования и промежуточного контролируемого хранения отвержденных РАО, даны оценки стоимости затрат на захоронение РАО (на основе существующих тарифов на захоронение РАО).

Список литературы

1. Spent Fuel Reprocessing Options. IAEA, Vienna, 2008. IAEA-tecdoc-1587. ISBN 978-92-0-103808-1. – 144 p.

2. **Макеева, И. Р.** Оптимизация затрат на замыкающую стадию ЯТЦ [Текст] / И. Р. Макеева, Л. Р. Файрушина, В. А. Кашеев и др. // – Сборник аннотаций докладов отраслевой конференции «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах». 1–2 октября 2020 г., г. Сочи. – С. 58.
3. Постановление Правительства РФ № 1929 от 22.10.22 о внесении изменений в ПП №1069 от 19.10.12 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к РАО, критериях отнесения РАО к особым РАО и к удаляемым РАО и критериях классификации удаляемых РАО».
4. **Кашеев, В. А.** Стратегия фракционирования ВАО от переработки ОЯТ [Текст] / В. А. Кашеев, М.В. Логунов, А. Ю. Шадрин и др. // Радиоактивные отходы. – 2022. – №2 (19). – С. 1–11.

* * *

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ СКОРОСТИ ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ В ГАЗОВУЮ ФАЗУ ИЗ РАСТВОРОВ, ИМИТИРУЮЩИХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СРЕДЫ ОЯТЦ, ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ОЦЕНКИ ПОСЛЕДСТВИЙ НАРУШЕНИЙ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

А. М. Кошечева¹, М. В. Скворцов¹, И. Е. Тарганов¹,
А. В. Родин¹, М. М. Металиди², А. В. Понизов¹

¹Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия

²АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», Санкт-Петербург, Россия

В работе радиохимических предприятий по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) не исключены нарушения нормальной эксплуатации, включая проектные и запроектные аварии, связанные с выходом радиоактивных веществ (РВ) и ионизирующего излучения за границы барьеров безопасности. Существенная часть таких нарушений сопровождается разрушением именно первого барьера безопасности, то есть оборудования (трубопроводов), в котором проводятся технологические процессы, с выходом жидких радиоактивных сред в объем помещений, каньонов, зданий и сооружений. Поскольку в настоящее время отсутствуют литературные данные по выходу радионуклидов (РН) в системы газоочистки/вентиляции в случае нарушения целостности барьеров безопасности при проливах водных и/или органических сред за границы емкостей, то целесообразно провести исследования и экспериментально определить доли переходящих в газовую фазу РН для анализа возможных радиационных последствий.

Наиболее важными с точки зрения радиационной опасности являются РН, обладающие высокой миграционной способностью. Выделяют следующие группы продуктов деления: летучие радионуклиды (йод, цезий, рутений, тритий и другие) и инертные газы (ксенон, криптон) [1]. При этом в технологических средах переработки ОЯТ присутствуют долгоживущие актиниды и продукты деления, в том числе нормируемые в сбросах и выбросах радиохимических предприятий, поэтому необходимо также учитывать их возможный выход в виде аэрозолей.

Для оценки доли, переходящих в газовую фазу элементов, экспериментальным путем были определены скорости испарения жидкости с поверхности исследуемого имитатора раствора и скорости выхода элементов. В результате проведенных исследований оценены зависимости скорости выхода РН от температуры среды, скорости испарения и состава технологической среды, что представляет практический интерес для прогнозирования последствий нарушений нормальной эксплуатации. Так, например, наибольший выход РВ получен для растворов концентрирования и остекловывания высокоактивных отходов, значения выхода которых составляет порядка 10^{11} – 10^{12} Бк/ (м²·ч) по сумме радиоактивных изотопов или РН.

Проведенные исследования показали, что необходимо обратить внимание на те РН, которые способны к выходу в газовую фазу в случае нарушения нормальной эксплуатации и

авариях, при этом представляющие наибольшую радиационную опасность для населения и персонала, а именно на выход Sr, Cs, Ru, редкоземельных элементов и благородных металлов, а также ядерных материалов (U, Pu, Am, Cm), являющиеся в основном α -излучателями.

Список литературы

1. Екидин, А. А. Идентификация основных дозообразующих радионуклидов в выбросах АЭС [Текст] / А. А. Екидин, М. В. Жуковский, М. Е. Васянович // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120, № 2. – С. 106–108.

* * *

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КИНЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛООВОГО ВЗРЫВА В СОРБЦИОННОЙ КОЛОННЕ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ТВЭКСОВ ИМПРЕГНИРОВАННОГО ТИПА НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ

А. М. Кощеева, А. В. Родин

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия

Для оценки возможности возникновения теплового взрыва для технологических процессов, протекающих в сорбционной колонне при использовании материалов нового поколения – ТВЭКСов, необходимы сведения об основных кинетических параметрах тепловыделения. С этой целью необходимо провести исследования и получить экспериментальные данные о термической стабильности системы «ТВЭКС-краун-эфир – азотная кислота– нитраты металлов», что позволит предотвратить аварийные ситуации на стадии сорбционного извлечения цезий-стронциевой фракции из азотнокислых растворов переработки отработавшего ядерного топлива.

Для экспериментальных исследований применяли ТВЭКСы, импрегнированного типа на основе макроциклических полиэфиров – краун-эфиров, изготовленные авторами доклада. Необходимо отметить, что в литературных данных отсутствует информация о реальном радиохимическом оборудовании, в котором данные материалы могут применяться, поэтому в рамках настоящей работы целесообразно было оценить критические параметры возникновения теплового взрыва на основании характеристик, не связанных с геометрическими размерами оборудования. Одним из таких критериев [1], на основании которого можно сформулировать вывод об обеспечении безопасности, является период индукции адиабатического теплового взрыва.

Для получения исходных данных о поведении образцов при нагреве использовался метод дифференциально-сканирующей калориметрии и термогравиметрии, анализ проводился на приборе синхронного термического анализа STA 449 F3 Jupiter. Скорость сканирования устанавливали в диапазоне 1–10 К/мин и температуры нагрева от 30 до 600°C. Снятые термограммы обрабатывались в программном комплексе CISP, с помощью TDPго проводили предобработку данных, которые в последствии являлись исходными для программы расчета кинетических параметров в Fork и для определения периода индукции.

В результате проведенных исследований было установлено, что ТВЭКСы, импрегнированные краун-эфирами, достаточно устойчивы при нагревании до температур предполагаемого использования в технологическом оборудовании. При контакте с раствором азотной кислоты 3 моль/л и нитратами цезия и стронция, термическая устойчивость снижается до температур 80–100°C, после чего с повышением температуры начинаются процессы испарения разбавителя, который использовали при импрегнировании ТВЭКСов, а затем при температурах свыше 180°C происходит деструкция краун-эфира и матрицы сорбента. Были рассчитаны кинетические параметры, такие как энергия активации, константа скорости и тепловой эффект, которые позволили определить адиабатический период индукции теплового взрыва. Проведенные исследования являются весьма актуальными при разработке технологии выделения цезий-стронциевой фракции сорбционными материалами на основе краун-эфиров с целью определения безопасных условий производственного процесса.

Список литературы

1. **Рябинин, В. К.** Математическое моделирование адиабатического периода индукции для метан-кислородных смесей в широком диапазоне начальных давлений и температур [Текст] / В. К. Рябинин, Ю. М. Ковалев // Вестник ЮУрГУ. Сер. «Математическое моделирование и программирование». – 2013. – Т. 6, № 1. – С. 56–71.

* * *

О НЕКОТОРЫХ СЦЕНАРИЯХ РАЗВИТИЯ ВЗРЫВА ВОДОРОДА В СВОБОДНОМ ПРОСТРАНСТВЕ И ОГРАНИЧЕННЫХ ОБЪЕМАХ

**А. Д. Киверин, И. С. Медведков, К. С. Мельникова, А. Е. Смыгалина,
А. В. Тюрнин, И. С. Яковенко, А. В. Ярков**

Объединенный институт высоких температур РАН, Москва, Россия

В докладе представлены результаты исследований процессов воспламенения и горения водорода в условиях, представляющих практическую важность для решения задач водородной безопасности на АЭС и объектах водородной энергетики. Обсуждаются особенности развития горения водорода с учетом эволюции газодинамических течений. Продемонстрированы и классифицированы механизмы самопроизвольного воспламенения водорода при его спонтанном истечении в воздух [1, 2], а также механизмы развития горения в ламинарном и турбулентном потоке, включая механизмы тушения пламени [3, 4], его ускорения [5–7] и генерации ударных волн [8, 9]. Сделаны выводы о возможности практического использования имеющейся экспериментальной и расчетно-теоретической информации для интерпретации широкого класса явлений, определяющих развитие взрыва водорода и связанные с ним риски.

Список литературы

1. **Ivanov, M. F.** Mechanism of self-ignition of pressurized hydrogen flowing into the channel through rupturing diaphragm [Text] / M. F. Ivanov, A. D. Kiverin, A. E. Smygalina, V. V. Golub and S. V. Golovastov // International Journal of Hydrogen Energy. – 2017. – Vol. 42, Is. 16. – P. 11902–11910.
2. **Smygalina, A. E.** Self-ignition of hydrogen jet due to interaction with obstacle in the obstructed space [Text] / A. E. Smygalina and A. D. Kiverin // International Journal of Hydrogen Energy. – 2022. – Vol. 47, Is. 84. – P. 35877–35885.
3. **Yakovenko, I.** Ultra-lean gaseous flames in terrestrial gravity conditions [Text] / I. Yakovenko, A. Kiverin and K. Melnikova // Fluids. – 2021. – Vol. 6, Is. 1. – #21.
4. **Yakovenko, I.** Computational Fluid Dynamics Model for Analysis of the Turbulent Limits of Hydrogen Combustion [Text] / I. Yakovenko, A. Kiverin and K. Melnikova // Fluids. – 2022. – Vol. 7, Is. 11. – #343.
5. **Ivanov, M. F.** Hydrogen–oxygen flame acceleration and deflagration-to-detonation transition in three-dimensional rectangular channels with no-slip walls [Text] / M. F. Ivanov, A. D. Kiverin, I. S. Yakovenko and M. A. Liberman // International Journal of Hydrogen Energy. – 2013. – Vol. 38, Is. 36. – P. 16427–16440.
6. **Киверин, А. Д.** Автомодельность процесса распространения пламени в канале [Текст] / А. Д. Киверин, А. В. Тюрнин, И. С. Яковенко // Химическая физика. – 2021. – Т. 40, № 12. – С. 18–22.
7. **Yakovenko, I. S.** Intensification mechanisms of the lean hydrogen-air combustion via addition of suspended micro-droplets of water [Text] / I. S. Yakovenko and A. D. Kiverin // International Journal of Hydrogen Energy. – 2021. – Vol. 46, Is. 1. – P. 1259–1272.
8. **Киверин, А. Д.** Механизм формирования детонации при свободном распространении пламени в неограниченном пространстве [Текст] / А. Д. Киверин, И. С. Яковенко, В. Е. Фортов // Доклады Академии наук. – 2019. – Т. 489, №5. – С. 461–464.
9. **Kiverin, A.** Three-dimensional structure of freely-propagating flame prior to deflagration-to-detonation transition [Text] / A. Kiverin, I. Medvedkov, I. Yakovenko and V. Bykov // Acta Astronautica. – 2022. – doi: 10.1016/j.actaastro.2022.10.001

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ АППАРАТА МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ОЦЕНКЕ ОПАСНОСТИ ВЗРЫВА ВОДОРОДА

А. Д. Киверин, И. С. Яковенко

Объединенный институт высоких температур РАН, Москва, Россия

В докладе представлена иерархия математических моделей, вычислительных методов и постановок задач, используемых при решении задач горения водорода, и результаты численного моделирования процессов горения водородно-воздушных смесей различного состава, включая газовзвеси, содержащие микрокапли. На основе имеющихся данных о сценариях развития взрыва водорода в свободном пространстве и ограниченных объемах предложены технологии количественной оценки концентрационных пределов реализации того или иного режима горения. В частности, предлагается использовать результаты прямого численного моделирования при параметрическом поиске критических условий реализации различных режимов горения, включая дефлаграционное горение, горение в форме стабильных очагов [1], горение с ускорением пламени [2] и режимы с переходом горения в детонацию [3]. Представлены результаты валидации предложенных методик с использованием доступных экспериментальных данных.

Список литературы

1. **Volodin, V. V.** Large-scale dynamics of ultra-lean hydrogen-air flame kernels in terrestrial gravity conditions [Text] / V. V. Volodin, V. V. Golub, A. D. Kiverin, K. S. Melnikova, A. Y. Mikushkin, and I. S. Yakovenko // *Combustion Science and Technology*. – 2021. – Vol. 193, Is. 2. – P. 225–234.
2. **Киверин, А. Д.** Автомодельность процесса распространения пламени в канале [Текст] / А. Д. Киверин, А. В. Тюрнин, И. С. Яковенко // *Химическая физика*. – 2021. – Т. 40, № 12. – С. 18–22
3. **Kiverin, A. D.** Estimation of critical conditions for deflagration-to-detonation transition in obstructed channels filled with gaseous mixtures [Text] / A. D. Kiverin and I. S. Yakovenko // *Mathematical Modelling of Natural Phenomena*. – 2018. – Vol. 13, Is. 6. – P. 54.

* * *

АНАЛИЗ ПРОЦЕССОВ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ВОДОРОДА В УСЛОВИЯХ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ В ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКЕ ПЛАВУЧЕЙ АЭС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕЗУЛЬТАТОВ МЕЖДУНАРОДНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБЛАСТИ КОНТЕЙНМЕНТНОЙ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ

И. Н. Кулаков, О. В. Тюрников, А. М. Хизбуллин, А. Н. Лепехин

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия

Аварии с разгерметизацией первого контура (ЛОСА) сопровождаются изменением условий атмосферы в защитной оболочке (ЗО) вследствие выхода теплоносителя первого контура в объем помещений ЗО. В аварийном помещении происходит рост давления, температуры и изменение состава парогазовой среды. При определенных условиях возможен переход запроектной аварии ЛОСА в тяжелую аварию (ТА) с повреждением активной зоны (а. з.) ядерного реактора. В этом случае, вместе с теплоносителем в объем ЗО поступает дополнительный водород, образующийся в результате различных химических процессов, протекающих в первом контуре при разрушении а. з. Аккумуляция паро-водородной смеси в ЗО может сопровождаться высокими локальными концентрациями водорода и представлять угрозу целостности прочноплотной ЗО.

Международные исследования по изучению распределения водорода в контейментах атомных электрических станций (АЭС) проводятся с конца 80-х годов. За этот период было выполнено большое количество экспериментальных программ и теоретических исследова-

ний. Развитие средств измерений, а также высокопроизводительных компьютеров и вычислительных программ (трехмерных теплогидравлических кодов и кодов сосредоточенных параметров) позволило вывести экспериментальные исследования на качественно новый уровень с детальным изучением пространственной картины протекающих в защитной оболочке взаимосвязанных процессов и явлений с учетом различных локальных эффектов.

Доклад посвящен результатам исследований параметров атмосферы в ЗО плавучей АЭС с реакторной установкой (РУ) КЛТ 40С в условиях ТА с повреждением а. з. В ходе данной работы проведен анализ процессов распространения легкого газа и возможности стратификации атмосферы в помещениях ЗО в условиях ТА при работе пассивных средств управления аварией – теплообменников системы снижения аварийного давления в ЗО и каталитических рекомбинаторов водорода и кислорода.

В работе использовались результаты международных исследований в области теплогидравлических процессов в контейнентах АЭС, проведенных на экспериментальных стендах PANDA (Швейцария), MISTRA (Франция), TOSQAN (Франция), СПОТ ЗО (Россия) [1, 2], а также экспериментальных исследований полномасштабного контура системы пассивного отвода тепла из ЗО для ЛАЭС-2 и системы снижения аварийного давления в ЗО для РУ КЛТ 40С, проведенных АО «ОКБМ Африкантов» на стенде СПОТ ЗО [3, 4].

Список литературы

1. **Paladino, D.** Outcomes from the EURATOM-ROSATOM ERCOSAM SAMARA projects on containment thermal-hydraulics for severe accident management [Text] / D. Paladino, M. Andreani, A. Khizbullin et al. // Nuclear Engineering and Design 308. – 2016. – P. 103–114.
2. **Хизбуллин, А. М.** Расчетно-экспериментальные исследования перемешивания легкого газа в рамках проектов ERCOSAM-SAMARA [Текст] / А. М. Хизбуллин, М.А. Камнев, О.В. Тюриков и др // Атомная энергия. – 2017. – Т. 123., вып. 1. – С. 3–9.
3. Бахметьев, А. М. Экспериментальное обоснование контура охлаждения системы пассивного отвода тепла из защитной оболочки проекта АЭС-2006 для площадки Ленинградской АЭС [Текст] / А. М. Бахметьев, М. А. Большухин, А. М. и др. // Атомная энергия. – 2009. – № 3. – С. 148–152.
4. **Бахметьев, А. М.** Экспериментальное исследование пассивной системы снижения аварийного давления в защитной оболочке реакторной установке КЛТ-40С [Текст] / А. М. Бахметьев, М. А. Большухин, А. М. Хизбуллин, М. А. Камнев // Атомная энергия. – 2010. – № 5. – С. 284–288.

* * *

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ УТЕЧКИ ВОДОРОДА В ПОМЕЩЕНИЕ С ВЕНТИЛЯЦИЕЙ

**К. С. Кутузова, В. В. Стаханов, Е. В. Безгодов,
И. А. Попов, А. А. Тараканов, А. Н. Савельев**

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

В настоящее время активно развивается направление водородной энергетики. Производство водорода осуществляется различными способами, но наиболее предпочтительным, экологически чистым способом получения водорода без выделения углекислого газа является электролиз воды с использованием электролизеров. Электролизеры могут быть размещены в ограниченных или замкнутых помещениях. При аварийной разгерметизации электролизера необходимо, чтобы система вентиляции помещения обеспечивала эффективное удаление водорода во избежание возникновения взрывоопасной водород-воздушной смеси. С целью оценки последствий и выработки рекомендаций по обеспечению взрывобезопасности объектов необходимо разработать расчетные методики, учитывающие различные параметры аварийных ситуаций. Для уточнения и валидации методик требуется проведение экспериментальных исследований по заполнению водородом помещения с массовым расходом, соответствующим утечкам в предполагаемых аварийных ситуациях.

В работе [1] с аналогичной геометрией помещения было проведено исследование подхода к заданию граничных условий, сеточного разбиения, физических свойств, выбора расчетной области, учитывающей влияние окружающей среды. В результате была подготовлена расчетная методика, которая описывает утечку водорода в помещение с естественной вентиляцией.

Целью данной работы являлась валидация расчетной методики моделирования вероятной аварийной ситуации утечки водорода в помещение с естественной и принудительной вентиляцией. Для этого проводились пред-тестовые численные расчеты в постановках экспериментов, моделирующих разгерметизацию электролизера, с последующей валидацией расчетной методики на основании полученных данных с экспериментов.

В экспериментах имитировалась аварийная разгерметизация электролизера в помещении объемом 8 м^3 со скоростью производства водорода $5 \text{ Нм}^3/\text{ч}$ и $18 \text{ Нм}^3/\text{ч}$. Были получены зависимости объемной доли водорода от времени в различных точках помещения при отличающихся параметрах вентиляции.

В настоящей работе были проведены пред-тестовые расчеты на основе данной расчетной методики. Проведена ее валидация на основе экспериментальных данных, которая показала хорошее согласие с результатами проведенных экспериментов. Данная методика в дальнейшем может быть применена для проектирования вентиляционных систем объектов водородной энергетики, в частности помещений с электролизерами для производства водорода, в обеспечение взрывобезопасности

Список литературы

1. **Кутузова, К. С.** Численное моделирование утечки водорода в ограниченное помещение с вентиляционными отверстиями [Текст] / К. С. Кутузова, Е. М. Щенникова, Ю. А. Томилов, В. В. Стаханов, Е. В. Безгоднов // ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Челябинская обл. 2022 г.

* * *

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ИНСТРУМЕНТЫ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА МФР

С. Н. Ливенцов¹, А. М. Бельков¹, Е. В. Ефремов¹, О. В. Егорова¹, А. М. Емельянов¹,
К. А. Козин¹, О. О. Кушков¹, Н. В. Ливенцова¹, А. О. Плетнев¹, А. А. Полосин¹,
С. О. Сизов¹, Е. К. Степанченко¹, Г. В. Сумин¹, А. И. Фейгин², О. В. Шмидт²

¹ФГАОУ ВО НИ ТПУ, ООО «КТ – Комплекс», Томск, Россия

²АО «Прорыв», Москва, Россия

Программно-технический комплекс технологических инструментов как элементов цифрового двойника модуля фабрикации и рефабрикации топлива (ЦД МФР) предназначен для обеспечения информационной поддержки выполнения должностных обязанностей персоналом по управлению МФР в соответствии с возложенными на него функциями.

Цель разработки – создание инструментов для автоматизации деятельности технологического персонала по управлению технологическими процессами МФР.

В представленной работе рассматриваются результаты первых этапов разработки по формированию концепции ЦД МФР, составлению структурных схем инструментов, определению и реализации их основных функций таких как:

- декомпозиция и первичная обработка массивов производственных данных;
- расчет и анализ показателей, характеризующих результаты работы отдельных аппаратов, защитных боксов, участков, технологических линий МФР;
- анализ качества управления процессами и рекомендации по его повышению;
- оценка риска производства некачественной продукции и анализ причин брака;
- прогнозирование вероятности выхода из строя оборудования технологических линий МФР;
- моделирование работы оборудования технологических линий МФР;

- формирование части заданий на текущую смену;
- формирование части отчетности о работе технологических линий;
- визуализация результатов расчетов и анализа с использованием различных форм представления данных.

Приводятся структурные схемы комплексов синхронизованных моделей технологических линий МФР, составляющих основу для выполнения функций. Обсуждаются перспективы дальнейшего развития ЦД МФР.

* * *

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОЧНОСТИ ДВУХЦЕЛЕВЫХ ТРАНСПОРТНЫХ УПАКОВОЧНЫХ КОМПЛЕКТОВ

В. А. Лось, А. В. Курындин, А. З. Каримов, А. М. Киркин, Ю. В. Верник

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия

В настоящее время в Российской Федерации активно развиваются технологии двухцелевого использования транспортных упаковочных комплектов (далее – ТУК), в рамках которых проводятся разработка и обоснование безопасности ТУК, предназначенных для транспортирования и долговременного хранения отработавшего ядерного топлива перед переработкой или захоронением [1]. Соответствие ТУК требованиям федеральных норм и правил в области использования атомной энергии подтверждается в основном путем проведения испытаний или путем расчетных обоснований, при которых с использованием программных средств моделируются соответствующие условия испытаний ТУК [2]. В качестве лучшей практики обоснования прочности ТУК следует использовать расчетно-экспериментальный подход, который включает в себя следующие основные этапы [1]:

1. Подготовка расчетной модели с целью определения параметров и подготовки программы испытаний ТУК.
2. Проведение натурных испытаний с учетом результатов расчетного моделирования.
3. Верификация расчетной модели с целью ее дальнейшего использования при обосновании безопасности ТУК в аварийных условиях.

В настоящем докладе представлены результаты реализации расчетно-экспериментального подхода к обоснованию прочности ТУК на примере ТУК ОДЭК, предназначенного, в том числе, для хранения и транспортирования отработавших тепловыделяющих сборок перспективной реакторной установки БРЕСТ-ОД-300.

Список литературы

1. **Курындин, А. В.** О подходах к расчетному моделированию испытаний ТУК на ударное воздействие при падении самолета [Текст] / А. В. Курындин, А. М. Киркин, А. З. Каримов, В. А. Лось // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Материаловедение и новые материалы. – 2022. – Вып. 4 (115). – С. 37 – 50.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов» НП-053-16. Утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15.09.2016 № 388.

* * *

ФАЗОВЫЙ СОСТАВ НИТРИДНОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

М. В. Мазанников¹, А. М. Потапов¹, Ю. П. Зайков¹, Ю. С. Мочалов²

¹Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, Екатеринбург, Россия

²АО «Прорыв», Москва, Россия

В качестве перспективного топлива для реакторов на быстрых нейтронах рассматривается смешанный нитрид урана и плутония (СНУП). По сравнению с оксидным топливом, нитридное обладает большей плотностью тяжелых ядер ($9,6 \text{ г/см}^3$ у UO_2 против $13,5 \text{ г/см}^3$ у UN) и большей теплопроводностью ($4 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$ у UO_2 против $20 \text{ Вт/(м}\cdot\text{К)}$ у UN) [1]. Наряду с положительными качествами СНУП обладает и рядом недостатков, например образованием экологически опасного изотопа ^{14}C [2]. В настоящее время разрабатывается эффективная схема переработки такого топлива.

Основным деелящимся материалом является смешанный нитрид урана и плутония $(\text{U}_{0,8}\text{Pu}_{0,2})\text{N}$. Он обладает гранецентрированной кристаллической решеткой типа NaCl с параметром решетки $a = 0,48906 \pm 0,00022 \text{ нм}$ [3]. Продукты деления находятся в различных соединениях, некоторые из которых могут образовывать твердый раствор с матрицей основного материала.

Целью этой работы является оценка фазового состава отработавшего нитридного ядерного топлива. Фазовый состав был оценен с использованием правил растворимости, которые описал Бенедикт в 1977 году [4].

Согласно первому правилу, металл Me не растворим или проявляет ограниченную растворимость в соединении U(Pu)X (где $x = \text{N, C}$) если соединение MeX не существует или существует только с кристаллической структурой, отличной от U(Pu)X .

Согласно второму правилу, твердый раствор получается в тех случаях, когда различие в параметре решетки между соединением растворителем и изоструктурным растворенным соединением не превышает определенных значений. Для нитридов справедливо следующее: соединение MeN с кристаллической структурой типа NaCl будет полностью растворимо в U(Pu)N если параметр его решетки a не более чем на 8,5% превосходит параметр решетки U(Pu)N и не меньше его на 7,5%.

На основании этих правил будем считать, что чем меньше относительная разница (δ) параметров решетки соединения растворителя и растворенного вещества, тем выше растворимость. Неограниченная растворимость достигается в случае, когда δ лежит в пределах от $-7,5\%$ до $+8,5\%$.

На рис. 1 пунктирной линией нанесена величина параметра решетки смешанного нитрида урана и плутония, а линиями обозначена зона, внутри которой достигается полная растворимость соединений, попавших в нее в $(\text{U}_{0,8}\text{Pu}_{0,2})\text{N}$. В СНУП могут быть растворены нитриды продуктов деления, обладающие ГЦК решеткой типа NaCl и с параметром решетки не более чем $5,306 \text{ \AA}$ и не менее чем $4,524 \text{ \AA}$.

Для оценки фазового состава был взят расчетный равновесный вещественный состав нитридного ОЯТ с выгоранием 10% после 1 года выдержки во вне реакторном хранилище [5]. Большинство актинидов и лантанидов присутствуют в топливе в виде нитридов и кристаллизуются в ГЦК решетке. Исключением является U_2N_3 , который имеет ОЦК или ГПУ решетку в зависимости от его модификации. Следуя правилам Бенедикта твердый раствор с $(\text{U}_{0,8}\text{Pu}_{0,2})\text{N}$ образуют (в порядке уменьшения содержания в ОЯТ): PuN, NdN, CeN, LaN, PrN, SmN, AmN, PmN, GdN, NpN, CmN, TbN, DyN, EuN. Нитриды переходных металлов: ZrN, NbN, YN. Нитрид ниобия находится в зоне ограниченной растворимости, однако ввиду его малого содержания в ОЯТ (10^{-5} моль.%) он тоже будет растворен в основном соединении [6]. Твердый раствор такого количества соединений составляет 89,36 моль.% от всего ОЯТ.

Благородные металлы Pd, Ru, Rh, Ag будут находиться в металлическом виде образуя отдельную фазу с другими переходными металлами, такими как молибден и технеций [7, 8]. Эта фаза составляет 1,42 моль.%.

В газовой фазе находятся инертные газы Xe, Kr, He и такие продукты деления как Cs, Rb, Cd. Содержание этой фазы в ОЯТ не превышает 3,55 моль.%.

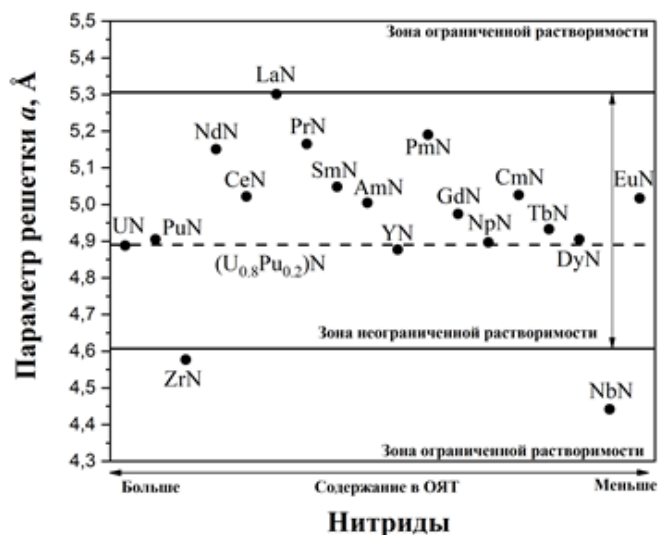


Рис. 1. Коридор растворимости нитридов с кубической структурой в $(U_{0,8}Pu_{0,2})N$

В топливе так же могут присутствовать соединения продуктов деления, которые находятся в жидком состоянии. Однако оценить их распределение в топливе затруднительно.

Список литературы

1. Youinou, G. J. Impact of Accident-Tolerant Fuels and Claddings on the Overall Fuel Cycle: A Preliminary Systems Analysis // Nuclear Technology. – 2014. – 188, № 2. – P. 123–138.
2. Адамов, Е. О. Белая книга ядерной энергетики. – М. : НИКИЭТ, 1998.
3. Tennery, V. J. Lattice parameters of (U, Pu)N solid solutions // J. Amer. Ceram. Soc. – 1971. – 54, № 5. – P. 247.
4. Benedict, U. The solubility of solid fission products in carbides and nitrides of uranium and plutonium Part II: Solubility rules based on lattice parameter differences. – Euratom Report EUR-5766 EN, 1977.
5. Хачересов, Г. А. Радиационные характеристики ОТВС РУ БРЕСТ-ОД-300 // Инв.№ E214-4572 – 2014.
6. Degueldre, C. Simulation of uranium mononitride spent fuel A crystallographic approach // Journal of Nuclear Materials. – 2022. – 562.
7. Bramman, J. Metallic fission-product inclusions in oxide fuels // Journal of Nuclear Materials. – 1968. – 25. – P. 201–215.
8. Naito, K. Chemical State, Phases and vapor pressures of FP Mo-Pd-U // Journal of Nuclear Materials. – 1988. – 154. – P. 3–13.

* * *

МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ЗЯТЦ НА ОСНОВЕ CFD-ПОДХОДА: ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

И. Р. Макеева, А. А. Бочкарева, Н. Д. Дырда, Е. Е. Пигасов

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

При разработке технологий замыкания ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) для перспективных реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым и натриевым теплоносителями возникает ряд задач, для решения которых целесообразно применять математическое моделирование на основе CFD-подхода. Это выбор и оптимизация параметров технологических процессов и характеристик оборудования, а также обоснование безопасности технологий и производств, включая моделирование последствий аварийных ситуаций.

В рамках проектного направления (ПН) «Прорыв» разрабатываются гидродинамические модели технологических процессов переработки ОЯТ, фабрикация топлива и обращения с

РАО. Анализ разработанных моделей и вычислительной сложности разработанных алгоритмов показывает, что целесообразно выделить несколько классов гидродинамических моделей, для которых разработать отдельные решатели в зависимости от типа физики-химического процесса, который является определяющим при решении конкретной задачи. Например, при моделировании теплового взрыва, который может произойти при потере охлаждения в камере, где технологический процесс сопровождается экзотермической реакцией или присутствует значительное тепловыделение, связанное с высокой радиоактивностью рабочей среды, необходимо решать тепловую задачу с учетом свойств среды, а при определении скорости, необходимой для устойчивой и оптимальной работы аппарата растворения необходимо моделировать движение частиц в несжимаемой жидкости.

В докладе приводится обзор уже разработанных моделей, анализируется область их применения и сформулированы предложения по дальнейшему развитию этих работ.

* * *

РАСЧЕТ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ И ВЕРИФИКАЦИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРЕХМЕРНОЙ МОДЕЛИ РЕАЛЬНОГО МАКЕТА ЭЛЕКТРОЛИЗЕРА «МЕТАЛЛИЗАЦИИ»

А. И. Манжуров, А. Е. Галашев, В. А. Ковров, Ю. П. Зайков

Институт высокотемпературной электрохимии Уральского отделения Российской Академии Наук,
Екатеринбург, Россия

Целью данной работы является корректировка модели электролизера «металлизации» по переработке отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) с учетом масштабирования, моделирование газодинамических и тепловых процессов, протекающих при продувке аргоном и нагревании (в течение 8 часов) электролизера без электролита до рабочей температуры внешнего корпуса установки, а также верификация полученных результатов с использованием макета электролизера. Компьютерное моделирование проведено с использованием программного комплекса ANSYS CFX на основе конечно-элементного анализа.

Моделирование выполнено для всех внутренних компонентов электролизера «металлизации», предназначенного для переработки ОЯТ. Произведен псевдо временной расчет тепловых и газодинамических процессов, сопровождающих продувку аргоном, и нагрев в течение 8 часов электролизера «металлизации» до рабочей температуры корпуса. Верифицированы полученные данные по распределению температуры и отдельно исследованы поля температуры важнейших компонентов установки, таких как аноды и катодная корзина.

Таблица 1

Результаты верификации на основе температур в точке термопары на высоте 4 см от дна

| Время нагрева t , ч | Температура термопары в ходе испытаний T , °С | Температура в результате моделирования T , °С | Абсолютная погрешность Δ , °С | Относительная погрешность δ , % |
|-----------------------|---|---|--------------------------------------|--|
| 2 | 104 | 127 | 23 | 22,1 |
| 4 | 234 | 266 | 32 | 13,7 |
| 6 | 425 | 424 | 1 | 0,2 |
| 8 | 612 | 578 | 34 | 5,6 |

Из табл. 1 видно, что с увеличением времени нагрева уменьшается относительная погрешность результатов моделирования. Расчет выполнялся при условии, что тепловой поток от печи равномерно распределялся по времени и площади. В работе учтены результаты, полу-

ченные при исследовании ранее разработанных математических моделей с различными вариантами глубины погружения анодов, катодной корзины и защитных чехлов в расплав. Стационарная модель базируется на выборе оптимального варианта конструкции, основанного на расчете гидро- и газодинамических процессов при электролизе с учетом электрических и тепловых полей в электролизере «металлизации».

Настоящая модель электролизера позволяет видеть весь временной отрезок в 8 часов при нагреве аппарата и рассчитать газодинамические и тепловые поля в любом месте электролизера в любой момент времени. В будущем, на основании данного расчета, имитирующего начальный рабочий процесс подготовки электролизера к восстановлению ОЯТ, может быть создан цифровой близнец работающего электролизера «металлизации».

* * *

ПРОГРАММНЫЙ КОД FIREX ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ ПОЖАРОВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ

И. В. Пешкичев, И. Р. Макеева, И. С. Попов, А. Г. Файрушин, О. В. Кузнецова, О. Е. Петрова
ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия

Для повышения уровня пожаровзрывобезопасности вновь создаваемых или модернизируемых радиохимических производств, и снижения затрат на экспериментальное обоснование безопасности целесообразно применение современных программных средств, обеспечивающих проведение расчетной оценки безопасности.

В рамках проектного направления «Прорыв» ведется разработка программного кода FIREX [1] для расчета пожаровзрывоопасных характеристик рабочих сред и расчетной оценки пожаровзрывобезопасности технологических процессов радиохимических производств. В программном средстве FIREX реализуются разрабатываемые Научно-техническим центром по ядерной и радиационной безопасности (ФБУ «НТЦ ЯРБ») расчетные методики:

– методика оценки условий воспламенения газозвоздушных смесей с учетом продуктов радиолитиза, включающая алгоритмы оценки скорости выделения и накопления в оборудовании горючих газов при воздействии ионизирующего излучения на рабочие среды, оценки условий и последствий воспламенения горючих газов;

– методика оценки условий воспламенения паровоздушных смесей, включающая алгоритм оценки изменения концентраций паров ЛВЖ и ГЖ в оборудовании, оценки условий и последствий воспламенения паровоздушных смесей;

– методика оценки условий возникновения теплового взрыва в оборудовании, включающая алгоритмы оценки интенсивности, оценки критической температуры возникновения теплового взрыва, оценки периода индукции теплового взрыва, оценки последствий теплового взрыва, включая интенсивность выделения газообразных продуктов реакции, максимальное давления теплового взрыва;

– методика оценки условий самовоспламенения горючих (пирофорных) материалов, включающая алгоритм оценки интенсивности тепловыделения и газовой выделения в зависимости от состава атмосферы и температуры окружающей среды, фракционного состава порошка, алгоритм оценки последствий взрыва, включая максимальные значения температуры и давления продуктов взаимодействия.

На данный момент разработана первая версия программного кода FIREX, в которой реализованы первые две методики.

Список литературы

1. **Пешкичев, И. В.** О разработке методики для расчетной оценки пожаровзрывобезопасности технологических процессов радиохимических производств [Текст] / И. В. Пешкичев, И. Р. Макеева, А. В. Родин и др. // Забабахинские научные чтения: сборник материалов XV Международной конференции 27 сентября – 1 октября 2021. – Снежинск: Издательство РФЯЦ – ВНИИТФ. – 2021. – С. 166.

РЕКОМЕНДУЕМЫЕ МЕТОДЫ ОЦЕНКИ И ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙ НА ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Р. М. Поляков А. В. Курындин, А. С. Шаповалов

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия

В соответствии с требованиями федеральных норм и правил в области использования атомной энергии [1] результаты анализа безопасности объекта ЯТЦ должны содержать оценку возможной в результате аварии радиационной обстановки на объекте и доз облучения населения. В целях содействия соблюдению указанных требований ФБУ «НТЦ ЯРБ» разработано руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий аварий на объектах ядерного топливного цикла» (РБ-134-17) [2]. При этом методы и подходы, изложенные в РБ-134-17 [2], охватывают достаточно широкую номенклатуру типов аварий, возможных на объектах ЯТЦ и являются универсальными, поэтому могут быть применены также для ОИАЭ, отличных от объектов ЯТЦ. Охватываемая РБ-134-17 [2] номенклатура типов аварий включает в себя: пожар на открытой территории; ветровой унос радиоактивных веществ с открытых территорий; выброс через вытяжные вентиляционные системы; взрыв на открытой территории; выброс при СЦР.

РБ-134-17 [2] содержит методы расчета характеристик подъема аварийного выброса, факторов разбавления и осаждения, концентраций радионуклидов в атмосферном воздухе, на поверхности почвы, и в продуктах питания, а также эффективных доз облучения населения за счет аварийных выбросов. При расчете доз облучения в РБ-134-17 учитываются следующие пути облучения:

- внешнее облучение за счет радионуклидов, содержащихся в радиоактивном облаке и осевших на поверхность земли;
- внутреннее облучение за счет радионуклидов, поступивших в организм человека пероральным (употребление загрязненных продуктов питания) или ингаляционным путями.

Точность используемой в РБ-134-17 [2] модели атмосферного переноса подтверждается сравнением с экспериментальными данными [3], [4]. В качестве сравниваемой величины принимался нормированный на 1 Бк выброшенной активности временной интеграл приземной концентрации в зависимости от расстояния от точки выброса, в связи с прямой взаимосвязью этой величины и дозы облучения населения. Результаты сравнения с данными работ [3] и [4] представлены на рис. 1. В 90% случаев расхождения на оси выброса не превышают порядка величины, а расстояние, на котором достигается максимальное значение временного интеграла, как и само максимальное значение, расходятся на несколько десятков процентов.

С целью уменьшения трудозатрат при использовании РБ-134-17 [2] к настоящему времени ФБУ «НТЦ ЯРБ» разработана программы для ЭВМ «Калькулятор радиационных последствий аварий», прошедшая процедуру государственной регистрации [5] и реализующая методы, рекомендованные в РБ-134-17 [2]. Указанная программа для ЭВМ позволяет оперативно

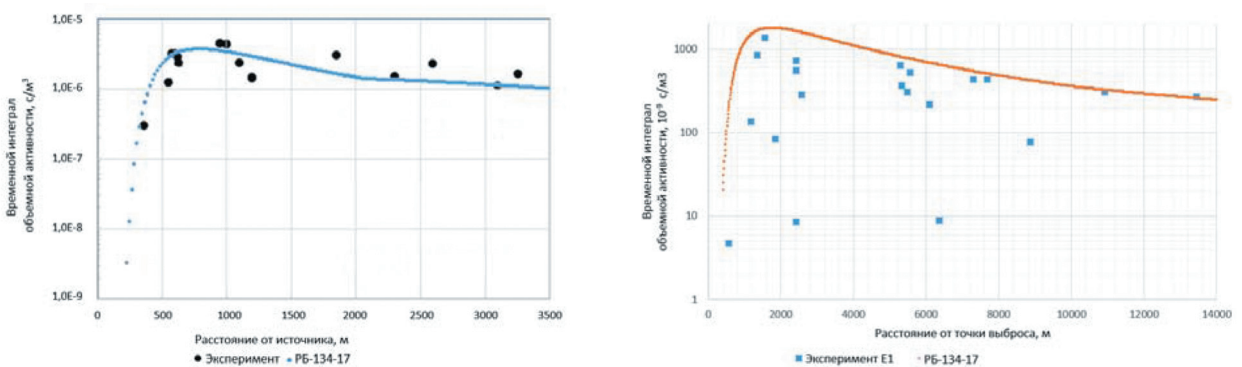


Рис. 1. Результат сравнения с данными работ [3, 4]

оценивать и отображать все необходимые в соответствии с российскими нормативными требованиями дозовые характеристики для оценки мер защиты населения, а также обеспечивает отображение отмеченных характеристик на местности, характерной для конкретного ОИАЭ.

Список литературы

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)» (НП-016-05). Утверждены постановлением Ростехнадзора от 02.12.2005 № 11.
2. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий аварий на объектах ядерного топливного цикла» (РБ-134-17). Утверждено приказом Ростехнадзора от 16.11.2017 № 479.
3. Denis Maro (2013). Transfert des radionucléides sous forme de gaz et d'aérosols dans les environnements complexes : études expérimentales de dispersion atmosphérique et d'échanges aux interfaces. ISBN 978-2-9545237-0-5.
4. Pasler–Sauer J. Comparative calculations and validation studies with atmospheric dispersion models. – Karlsruhe, Nov. 1986. – 130 p. – (Report / KfK; 4164).
5. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2020619313 Российская Федерация. Калькулятор радиационных последствий аварий : № 2020618793 : заявл. 07.08.2020 : опубл. 17.08.2020 / А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, Р. М. Поляков ; заявитель Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности». – EDN LLRRUV.

* * *

ИНСТРУМЕНТЫ РАСЧЕТА РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ РТМ-2

И. С. Попов, Д. Г. Модестов, О. В. Кузнецова, И. Р. Макеева,
А. Г. Файрушин, О. Е. Петрова, С. В. Пчелинцева

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

Функционирование реактора на быстрых нейтронах (РБН) в замкнутом ядерном топливном цикле (ЗЯТЦ) сопровождается изменением изотопного состава рециклируемого топлива на длительном интервале времени (10–30 лет), что влечет за собой изменение характеристик активной зоны [1]. Для определения оптимальных параметров загрузки активной зоны и эксплуатационных режимов на этом переходном этапе функционирования требуется выполнять серии оперативных однотипных расчетов. С целью решения этой задачи был разработан программный комплекс (ПК) РТМ-2 (расчетно-технологический модуль) [2]. Этот комплекс объединяет моделирование активной зоны реактора и переделов топливного цикла. ПК РТМ-2 предназначен для моделирования штатных режимов эксплуатации РБН в ЗЯТЦ.

ПК РТМ-2 объединяет несколько расчетных кодов: программу нейтронно-физического расчета в диффузионном приближении, программу расчета ядерной кинетики и программы моделирования переделов топливного цикла.

Решение задач замыкания топливного цикла и исследование вопросов дожигания долгоживущих актинидов требует оценки радиационных характеристик рециклируемых материалов на различных переделах топливного цикла. В рамках работ 2022 года в ПК РТМ-2 был внедрен функционал по оценке остаточного тепловыделения и активности.

Для определения радиационных характеристик требуется расчет подробного изотопного состава осколков деления. В ПК РТМ-2 для расчета нейтронно-физических характеристик на текущий момент используется код TRIGEX [3]. В этот расчетный код встроен модуль расчета изотопного состава CARE [4]. Этот модуль не выполняет расчет изотопного состава осколков деления, программа учитывает только изменение состава основных актинидов. С целью получения состава осколков деления в ПК РТМ-2 была внедрена программа РИСК [5]. Программа РИСК позволяет выполнять расчет подробного состава осколков деления, однако длительность

расчета возрастает приблизительно в 2–2,5 раза. В большинстве задач радиационные характеристики не отслеживаются, и расчет выполняется без использования программы РИСК. Если потребность в расчете радиационных характеристик возникнет для задачи, посчитанной без использования РИСК, в ПК РТМ-2 реализована возможность расчета изотопного состава ТВС в программе РИСК по распределению нейтронного поля, полученного в программе ТРИГЕКС. По полученному изотопному составу на основе значений постоянной распада рассчитывается активность. Для расчета остаточного тепловыделения используются данные об энергии излучаемых частиц и доле их выхода на один распад. При расчете энерговыделения перенос гамма-квантов не моделируется, считается что они поглощаются в месте их рождения. ПК РТМ-2 позволяет получать активность и энерговыделение по различным типам распада.

Результаты расчета на начало и конец микрокампании можно отобразить на картограмме. Также реализована возможность записи результатов расчета в файл в виде таблицы, при этом сохраняется подробный изотопный состав и вклад каждого изотопа в активность и энерговыделение.

В рамках моделей топливного цикла реализован расчет изменения изотопного состава и расчет радиационных характеристик ОЯТ и РАО в процессе их выдержки. Расчет этих характеристик реализован с помощью программной библиотеки МИР [6]. Модели топливного цикла не хранят информацию по характеристикам каждой ОТВС, партии ОЯТ или РАО, так как это привело бы к чрезмерному объему результатов расчета. Сохраняются характеристики только на момент поступления, извлечения и усредненные значения по всему хранилищу на конец микрокампании. В случае потребности в моделировании состава и характеристик отдельной ОТВС или конкретной партии ОЯТ, реализован инструмент для записи изотопного состава в файл. Для полученного изотопного состава возможно с помощью ПК РТМ-2 отдельно рассчитать его эволюцию и изменение радиационных характеристик на произвольном интервале времени. Результаты можно записать в файл в формате программы RASTAS [7], которая рассчитывает интенсивность и спектр источника нейтронного или гамма-излучения. Внедрение новых инструментов позволило расширить спектр задач, решаемых с помощью программного комплекса ПК РТМ-2.

Список литературы

1. **Khomyakov, Yu. S.** Justification and optimization of FNR transition to the closed fuel cycle mode [Text] / Yu. S. Khomyakov, E. A. Rodina, O. V. Shmidt et al.// In: 1475 (2020) 012017 IOP Publishing doi:10.1088/1742-6596/1475/1/012017 IOP Conf. Ser. : J. Phys.
2. **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.
3. **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.
4. **Кочетков, А. Л.** Программа CARE // Расчет изотопной кинетики, радиационных и экологических характеристик ядерного топлива при его облучении и выдержке. Препринт ФЭИ-2431, 1995.
5. **Модестов, Д. Г.** Программа решения задач ядерной кинетики РИСК-2014: Препринт РФЯЦ. – 2014. – № 243.
6. **Модестов, Д. Г.** Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ «Модуль расчета изменения состава в реакциях ядерного распада (МИР)» – № 2018660395 от 22.08.2018.
7. Свидетельство о гос. регистрации программы для ЭВМ. Программа RASTAS по расчету источника проникающего ионизирующего излучения радиоактивных материалов / АО «Прорыв». Г. Н. Власкин, Ю. С. Хомяков. – 2019. – № 2019663035.

* * *

ОБОСНОВАНИЕ ПРОЦЕССА РАЗДЕЛЕНИЯ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ В РАСПЛАВЛЕННЫХ СОЛЯХ

А. М. Потапов^{1,2}, М. И. Власов¹, А. А. Филатов¹, В. Ю. Шишкин¹, Ю. П. Зайков¹

¹Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, Екатеринбург, Россия

²Уральский государственный горный университет, Екатеринбург, Россия

В состав отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) входят, в том числе, так называемые минор-актиниды – Np, Am, Cm. Нептуний большой проблемы не представляет в отличие от Am и Cm, чья активность превышает суммарную активность всего имеющегося урана и плутония. Поэтому при переработке ОЯТ необходимо их отделение и последующее разделение. Необходимость разделения связана с тем, что америций можно дожигать в жидкосолевых реакторах, и есть также варианты его повторного включения в ядерный топливный цикл, а кюрий необходимо выдерживать. Период полураспада ²⁴⁴Cm составляет 18 лет, и через 100 лет он распадется до ²⁴⁰Pu, который можно добавлять в ядерное топливо.

С химической точки зрения соединения Am и Cm чрезвычайно близки. Кроме этого, проблема разделения сильно осложняется их высокой α -радиоактивностью, которая приводит к интенсивному радиолитизу почти любых сред: водных, органических, стеклообразных. Значительной радиационной устойчивостью обладают расплавленные соли.

Целью настоящей работы является поиск возможностей разделения Am и Cm с использованием расплавленных солей.

При повышенных температурах в хлоридных расплавах AmCl₃ легко восстанавливается до AmCl₂. Это его наиболее устойчивая форма, в то время как для Cm устойчивая форма – CmCl₃. В этом еще одно существенное преимущество расплавленных солей. Свойства двухвалентного иона Am²⁺ должны отличаться от свойств трехвалентного иона Cm³⁺.

На рис. 1 приведены условные стандартные потенциалы Am²⁺/Am и Cm³⁺/Cm в расплавленной эвтектике LiCl–KCl по данным ряда авторов. Как видно из рисунка, потенциалы практически совпадают, что делает невозможным непосредственное электрохимическое разделение элементов.

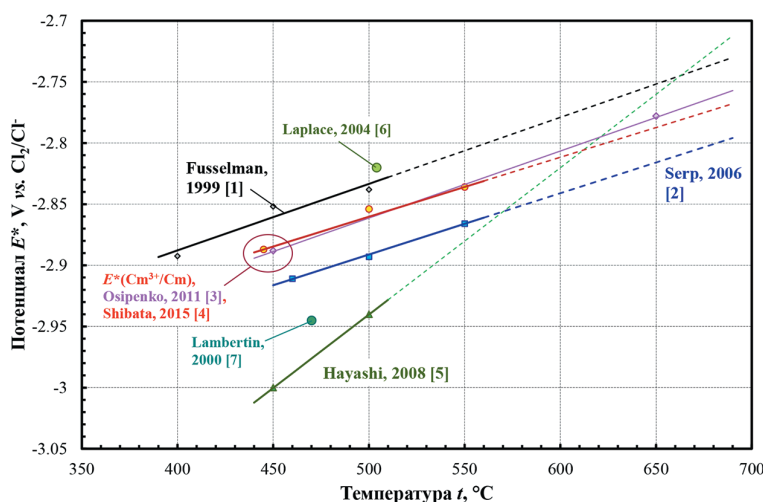


Рис. 1. Условные стандартные потенциалы Am²⁺/Am и Cm³⁺/Cm в расплавленной эвтектике LiCl–KCl. Пунктир – экстраполяция.

В работе рассмотрены возможности разделения с использованием жидкометаллических электродов, а также возможности селективного осаждения. Кроме того, предложены имитаторы для экспериментальной проверки предлагаемых методов разделения.

Список литературы

1. **Fusselman, S. P.** Thermodynamic properties for rare earths and americium in pyropartitioning process solvents [Text] // J. Electrochem.Soc. – 1999. – Vol. 146, № 7. – P. 2573–2580.

2. **Serp, J.** Electrochemical behaviour of americium ions in LiCl – KCl eutectic melt [Text] / P. Chamelot, S. Fourcaudot, R. J. M. Konings, R. Malmbeck, et al. // *Electrochim Acta* – 2006. – Vol. 51, № 19. – P. 4024–4032.
3. **Osipenko, A.** Electrochemical behaviour of curium(III) ions in fused 3LiCl-2KCl eutectic [Text] / A. Maershin, V. Smolenski, A. Novoselova et al. // *J. Electroanal. Chem.* – 2011. – Vol. 651 – P. 67–71.
4. **Shibata, H.** Evaluation of apparent standard potentials of curium in LiCl-KCl eutectic melt [Text] / H. Hayashi, T. Koyama // *Electrochemistry (The Electrochemical Society of Japan)* – 2015 – Vol. 83, № 7. – P. 532–536.
5. **Hayashi, H.** Cyclic voltammetry behavior of americium at a liquid cadmium electrode in LiCl-KCl eutectic melts [Text] / M. Akabori, K. Minato // *Nucl. Techn.* – 2008. – Vol. 162, № 2, – P. 129–134.
6. **Laplace A.** Electrodeposition of americium on a liquid cadmium cathode from a molten salt bath [Text] / J. Lacquement, C. Maillard, L. Donnet // *Proc. ATALANTE 2004: Advances for Future Nuclear Fuel Cycles*, Nimes, France, June 21–25 – 2004. – P1-33, Commissariat à l'Energie Atomique (2004).
7. **Lambertin D.** Americium chemical properties in molten LiCl-KCl eutectic at 743 K [Text] / J. Lacquement, S. Sanchez, G. S. Picard // *Plasmas & Ions.* – 2000. – Vol. 3, № 1–4. – P. 65–72.

* * *

МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОТИВОТОЧНОГО ЭКСТРАКЦИОННОГО РАЗДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ БОРА И ЕЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА

Е. А. Пузиков, И. В. Смирнов, С. А. Кротов, Л. И. Ткаченко

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

Стабильные изотопы бора (^{10}B и ^{11}B) резко отличаются по своим ядерно-физическим свойствам, что обуславливает широкое применение изотопа ^{10}B в атомной промышленности. Планируемое увеличение потребления ^{10}B связано с его использованием в виде карбида бора в стержнях управления и защиты в реакторах на быстрых нейтронах, а также в качестве добавки борной кислоты в первый контур охлаждения реакторов ВВЭР-1200/ВВЭР-ТОИ. Кроме того, ^{10}B используется для нейтронопоглощающих сталей и сплавов для производства контейнеров для хранения и перевозки отработанного ядерного топлива.

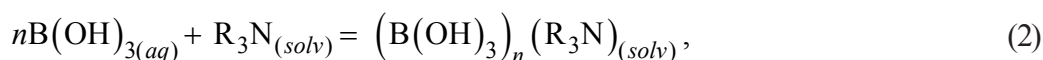
Традиционным промышленным методом разделения изотопов бора является химический изотопный обмен между газообразным трифторидом бора BF_3 с его жидким комплексом с анизолом [1]. Реакцию проводят в ректификационной колонне при пониженном давлении. Недостатком данного способа является применение токсичного и относительно дорогого BF_3 . В качестве альтернативного метода разделения изотопов бора может быть использована жидкостная экстракция борной кислоты, имеющая ряд преимуществ, таких как возможность вести процесс при комнатных температурах, доступность исходных соединений, высокая скорость протекания процесса, возможность полной автоматизации, относительная простота масштабирования процесса и др.

Наиболее перспективными экстрагентами с точки зрения факторов разделения изотопов бора являются третичные амины, в частности триоктиламин (ТОА). При использовании винной кислоты в качестве комплексообразователя факторы разделения ^{10}B и ^{11}B достигают значений 1,02–1,03 [2].

Целью настоящей работы являлось создание математической модели многоступенчатого противоточного экстракционного каскада разделения изотопов бора, позволяющей оценить влияние соотношения потоков, их состава и количества ступеней на каждой части экстракционного каскада на эффективность процесса. Модель основана на расчете значений коэффициентов распределения бора в зависимости от равновесного состава водной фазы по изотерме Лангмюра:

$$Y = Y_{max} \frac{KX^n}{(1 + KX^n)}, \quad (1)$$

где K – константа равновесия реакции:



Y – концентрация бора в органической фазе, X – концентрация бора в водной фазе, n – нестехиометрический параметр, Y_{max} – предельная концентрация бора в органической фазе. С использованием метода поиска минимума функции разности квадратов экспериментального и рассчитанного по уравнению (1) коэффициентов распределения (рис. 1) были определены значения $Y_{max} = 0,76$ моль/л; $K = 3,73$, $n = 0,48$, позволяющие описать экстракцию борной кислоты в ТОА на рабочем участке изотермы с относительной погрешностью не выше 10%. Соотношение коэффициентов распределения изотопов $^{10}\text{B}/^{11}\text{B}$ в модели было принято исходя из экспериментально полученного значения $1,025 \pm 0,005$, учитывая его постоянство в широком диапазоне концентраций бора.

Для расчета распределения изотопов бора по ступеням экстракционного каскада было создано программное обеспечение (ПО), аналогичное ранее разработанному ПО для расчета распределения компонентов ОЯТ [3] и основанное на решении дифференциальных уравнений нестационарного материального баланса в каждой ступени каскада.

Адекватность разработанной модели была подтверждена динамическими экспериментами в каскаде центробежных экстракторов. Расхождение экспериментальных и расчетных значений концентрации бора в водной и органической фазах не превышало 7%, что сопоставимо с точностью измерений.

Таким образом, созданное ПО позволяет проводить расчеты с целью оптимизации структуры экстракционного каскада, включая количество ступеней экстракционной, разделительной и реэкстракционной частей каскада, соотношения потоков фаз на каждой из частей и долю возвращаемого в процесс продукта (рефракса).

Список литературы

1. **Merriman, J. R.** Engineering-scale studies of boron isotope separation using the boron trifluoride – anisole complex [Text] / J. R. Merriman, J. H. Pashley and S. H. Smiley // Oak Ridge, Tennessee: Union Carbide Corporation nuclear division, Gaseous Diffusion Plant, Report KL-6120 (1966), 24 p.
2. **Khoroshilov, A. V.** Separation of boron isotopes by chemical exchange in liquid-liquid systems [Text] / A. V. Khoroshilov, P. I. Ivanov // J. Phys.: Conf. Ser. – 2018, 1099 – 012006 (doi :10.1088/1742-6596/1099/1/012006).
3. **Зильберман, Б. Я.** Предварительные исследования динамических режимов в экстракционно-промывной группе блоков опытно-демонстрационного центра (ОДЦ) с использованием математического моделирования [Текст] / Б. Я. Зильберман, Ю. С. Федоров, Е. А. Пузиков и др. // Радиохимия. – 2014. – Т. 56, № 6. – С. 497–505.

* * *

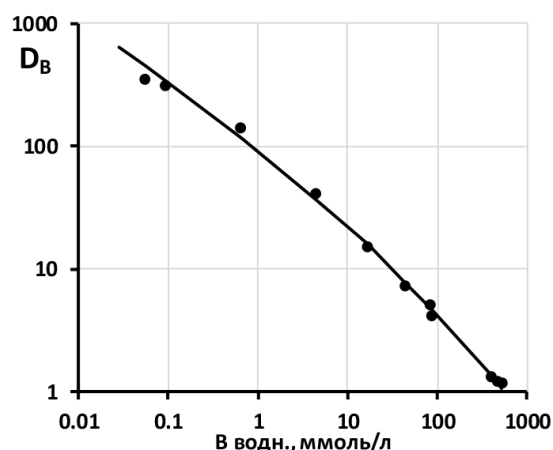


Рис. 1. Сопоставление расчетных и экспериментальных значений коэффициентов распределения бора в зависимости от его равновесной концентрации в водной фазе

МЕТОДИЧЕСКИЙ ПОДХОД К ОЦЕНКЕ ВОЗМОЖНОСТИ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛООВОГО ВЗРЫВА В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕДАХ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА НА ОСНОВЕ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

А. В. Родин, А. В. Понизов

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия

В радиохимических производствах используются реагенты, способные к окислению в азотнокислых средах, включая восстановители, комплексоны, экстракционные смеси и др. При взаимодействии компонентов технологической среды не исключены неуправляемые химические экзотермические реакции – тепловой взрыв, с выделением большого количества газообразных продуктов и повышением температуры. Предотвращение теплового взрыва на объектах использования атомной энергии является важной задачей при обеспечении радиационной безопасности, поскольку выброс радиоактивного содержимого из оборудования при его разрушении потенциально может приводить к радиационной аварии.

Для прогнозирования условий возникновения теплового взрыва в химической промышленности, таких как критическая температура, индукционный период не редко используют упрощенные подходы, основанные на решении уравнений теплового баланса системы, в которых в качестве источника внутреннего тепловыделения является химическая реакция, выражаемая кинетическим уравнением нулевого порядка [1, 2]. При этом существуют и несколько более сложные модели [3], однако существенным их ограничением является неспособность учитывать дополнительные источники тепловыделения, например за счет радиоактивного распада, а также сложные геометрии оборудования, в котором проводят радиохимические процессы.

Применение методов математического моделирования лишено данных недостатков. Так, например, решение уравнения теплового баланса методом конечных элементов, где химические реакции выражены через глубину превращения, и радиационное тепловыделение задается путем объемного источника тепла, а теплопотери осуществляются через ограничивающую технологическую среду поверхность позволяет учесть некоторые особенности радиохимических производств. Расчетным методом показано, что не учет даже относительно небольшого тепловыделения за счет постоянного, не зависящего от температуры, радиационного источника, существенно сказывается на таком параметре как адиабатический период индукции теплового взрыва. В меньшей степени радиационное тепловыделение влияет на период индукции в условиях теплопотерь, и критическую температуру возникновения теплового взрыва. При этом результаты расчетов показывают, что при учете расходования реагентов (глубины превращения) для реакций с относительно низким тепловыделением может наблюдаться выраженный тепловой взрыв или его полное отсутствие, чем предсказанный полноценный, при использовании упрощенных моделей.

Таким образом использование математического моделирования позволяет учитывать факторные, существенные для радиохимической технологии переработки отработавшего ядерного топлива, позволяя как консервативно оценивать граничные условия возникновения теплового взрыва, так и исключать неоправданно завышен. При этом применение данного подхода требует развития специализированных кодов, объединяющих как инструмент расчета критериев возникновения теплового взрыва (индукционный период, критическая температура), так и получения исходных данных для проведения расчета.

Список литературы

1. Семенов, Н. Н. К теории процессов горения [Текст]. – Теория горения и взрыва. Сборник научных трудов. – М. : Наука, 1981. – С. 5–15.
2. Франк-Каменецкий, Д. А. Распределение температур в реакционном сосуде и стационарная теория теплового взрыва [Текст]. - Журнал физической химии. – 1939. – Т. 13, № 6. – С. 738–755.
3. Мержанов, А. Г. Теория теплового взрыва: от Н. Н. Семенова до наших дней [Текст] / А. Г. Мержанов, В. В. Барзыкин, В. Г. Абрамов // Химическая физика. – 1996. – Т. 15, № 6. – С. 3–44.

ПК РТМ-2 ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ПН «ПРОРЫВ»

Е. А. Родина, Ю. С. Хомяков

АО «Прорыв», Москва, Россия

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

В силу определяющего влияния свойств реакторной установки на требования, предъявляемые технологиям ЗЯТЦ, и организацию функционирования технологий должна быть предусмотрена возможность проведения связанных расчетов активных зон реакторов на быстрых нейтронах и замыкающих переделов ЗЯТЦ. Это необходимо для учета влияния возможных вариаций организации активных зон, начальных загрузок, стратегий выхода на равновесный режим и состава ОЯТ на функционирование компонентов технологий и организацию ЗЯТЦ.

Для комплексного исследования замыкания топливного цикла и выбора оптимальных загрузок реакторной установки, разработан программный комплекс РТМ-2, выполняющий связанное моделирование активной зоны и переделов топливного цикла.

Созданный инструмент активно применяется при решении практических задач для реакторных установок, разрабатываемых в рамках проектного направления «Прорыв» в рамках НИР. Кроме того, обеспечена интеграция с верифицированным и аттестованным расчетным кодом нового поколения ЕВКЛИД/V1 для моделирования теплогидравлических процессов в быстрых реакторах, а также с цифровой информационной моделью активной зоны, которая является средством обработки и анализа контролируемых характеристик активной зоны, ее компонентов, выполнения требований ядерной и радиационной безопасности на всем протяжении жизненного цикла объекта.

Одной из важнейших задач, стоящих перед программным комплексом является выполнение верификации реализованных в ПК РТМ-2 моделей и взаимодействие расчетных кодов в рамках этих моделей.

* * *

АНАЛИЗ ПОГРЕШНОСТЕЙ И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ НА ПРИМЕРЕ РУ ВВЭР

Н. И. Рыжов¹, А. Е. Киселев¹, Д. А. Яшников²

¹Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия

²ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия

В настоящее время детерминистический анализ безопасности АЭС в условиях запроектных аварий требуется выполнять на основе реалистического подхода и сопровождать оценками погрешностей и неопределенностей получаемых результатов [1, 2]. Термины «погрешность» и «неопределенность» результатов расчетов установлены в [3] и согласуются с определениями в нормативных документах, относящихся к области экспериментальных измерений [4, 5]. В количественном выражении погрешность является разницей между двумя значениями, а неопределенность измерений выражается в виде стандартного отклонения [6]. Реалистический подход заключается в использовании для анализа программы для ЭВМ, в которой реализованы реалистические модели (частично допускаются консервативные [7]), реалистическими предположениями о работе оборудования и начальных и граничных условиях. Результатом такого анализа является наилучшая оценка (реалистичная) параметра, важного для безопасности.

В данной работе предлагается рассматривать программу для ЭВМ в качестве модели косвенных измерений, а результаты расчетов в качестве результатов косвенных измерений,

и, как следствие, применять подходы и терминологию, относящиеся к экспериментальным измерениям.

В [8] при валидации программы для ЭВМ погрешность сравнения E результата расчета S и результата соответствующего измерения D предлагается разложить на две составляющие: погрешность измерения δ_D и погрешность расчета δ_S , рис. 1, а. Последние отнесены к некоторому неизвестному «истинному» значению измеряемой величины T . В свою очередь в погрешности расчета δ_S предлагается выделить три составляющих: погрешность δ_{input} , связанную с неточными знаниями об условиях проведения эксперимента, погрешность δ_{num} , связанную с дискретизацией и приближенным решением системы уравнений, и погрешность δ_{model} , обусловленную упрощениями и допущениями, принятыми в модели. С точки зрения количественного результата валидации, практический интерес представляет оценка погрешности δ_{model} . Так как погрешности δ_D , δ_{input} , δ_{num} не могут быть оценены из-за не знания «истинного» значения T , то их предлагается оценить соответствующими неопределенностями u_D , u_{input} и u_{num} . Неопределенность u_D оценивается на этапе обработки экспериментальных данных в соответствии с [6] и является неотъемлемой частью результатов измерений. Неопределенность u_{input} оценивается на основе метода Монте-Карло [8], так же как это выполняется для косвенных измерений [6]. Неопределенность u_{num} оценивается на основе сравнения результатов расчетов на нескольких расчетных сетках с равномерным измельчением. Количественно результат валидации выражается в виде интервальной оценки $\delta_{model} \in (E - u_{val}; E + u_{val})$, где неопределенность валидации u_{val} является суммой u_D , u_{input} и u_{num} по правилу сложения дисперсий. Величину E можно трактовать как систематическую составляющую погрешности, а u_{val} как случайную.

При анализе безопасности АЭС в условиях запроектной аварии отсутствуют результаты измерений параметров, важных для безопасности, на натурном объекте, рис. 1, б. На основе [8] в ИБРАЭ РАН разработан подход, в котором количественным результатом детерминистического анализа запроектной аварии при этом будет являться интервальная оценка для «истинного» значения параметра T . Данный подход в сжатом виде изложен в [3] и заключается в следующем. Погрешность расчета δ_S так же как и при валидации разделяется на сумму из трех составляющих δ_{input} , δ_{num} , δ_{model} . Первые две составляющих погрешности расчета оцениваются соответствующими неопределенностями так же, как это выполнялось при валидации. В данном случае неопределенность u_{input} связана с неопределенностями измерения параметров на АЭС [9], геометрических размеров элементов оборудования и д. р. Оценка погрешности δ_{model} уже была получена на этапе валидации программы для ЭВМ на основе прототипных интегральных экспериментов. В итоге результат расчета параметра поправляется на систематическую составляющую погрешности E и сопровождается оценкой неопределенности полученного результата u_S . Неопределенность u_S является суммой неопределенностей u_{input} , u_{num} и u_{val} по правилу сложения дисперсий. Неопределенности u_{input} и u_{num} характеризуют степень разброса результатов расчетов рассматриваемой запроектной аварии. Неопределенность u_{val} учитывает случайную составляющую погрешности δ_{model} , которая оценена на этапе валидации. Результат детерминистического анализа запроектной аварии выражается в виде $T \in (S - E - u_S; S - E + u_S)$, где наилучшей оценкой параметра является $S - E$. Предложенный подход полностью удовлетворяет требования [1] в части оценки погрешностей и неопределенностей детерминистического анализа запроектных аварий.

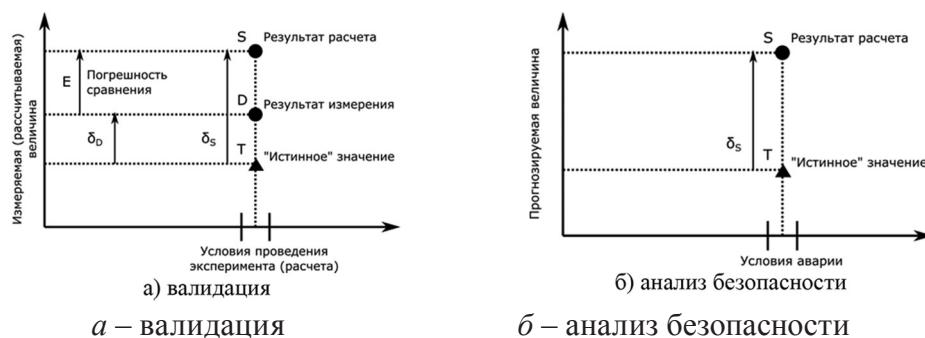


Рис. 1. Поясняющие схемы

С 2019 года МАГАТЭ координирует международный проект, рассчитанный на 5 лет и нацеленный на совершенствование современных методик анализа неопределенностей и чувствительности расчетов тяжелых аварий на водоохлаждаемых реакторах [10]. В докладе будут представлены основные результаты валидации программы для ЭВМ СОКРАТ [11] на эксперименте QUENCH-06 [12] и детерминистический анализ внутрикорпусной стадии тяжелой за-проектной аварии «большая течь» на РУ ВВЭР-1000, полученные по изложенным методикам в рамках проекта МАГАТЭ.

Список литературы

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15) – 2015.
2. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants SSG-2 (Rev. 1) // IAEA – 2019.
3. Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций (РБ-166-20) – 2020.
4. Evaluation of measurement data – Guide to the expression of uncertainty in measurement // JCGM – 2008.
5. Метрология. Основные термины и определения (ПМГ 29–2013) // Москва: Стандартинформ – 2014.
6. ГОСТ 34100.3-2017–2017/ISO/IEC Guide 98-1:2009 «Неопределенность измерения. Часть 3. Руководство по выражению неопределенности измерения» // Москва: Стандартинформ – 2017.
7. Best-estimate calculations of emergency core cooling system performance (RG 1.157) // U.S. NRC – 1989.
8. Standard for Verification and Validation in Computational Fluid Dynamics and Heat Transfer – V&V 20 // ASME – 2009.
9. Нормы точности измерений основных теплотехнических величин для атомных электрических станций с водо-водяными энергетическими реакторами (РД ЭО 1.1.2.11.0515-2014) – 2015.
10. <https://www.iaea.org/projects/crp/i31033>
11. **Bolshov, L.** et al. Results of SOCRAT code development, validation and applications for NPP safety assessment under severe accidents // Nuclear Engineering and Design – Volume 341. – 2019 – P. 326-345.
12. **Sepold, L.** et al. Experimental and Computational Results of the QUENCH-06 Test (OECD ISP-45) // FZKA, Karlsruhe – 2004.

* * *

ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЕТОВ ПРОЦЕССА РАСТВОРЕНИЯ В ПК ВИЗАРТ С УЧЕТОМ ЗАЦИКЛИВАНИЯ УРАНОВЫХ ПОТОКОВ

Ю. А. Евсюкова^{1,2}, А. А. Рыкунова^{1,2}, О. В. Шмидт^{1,2}

¹АО «Прорыв», Москва, Россия

²АО «Высокотехнологический НИИ неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара»,
Москва, Россия

При разработке технических решений для модуля переработки опытно-демонстрационного энергокомплекса (МП ОДЭК) необходимо рассматривать большое количество вариантов реализации технологических схем. Для проведения сравнительной оценки этих вариантов с целью поиска оптимального решения с точки зрения экономики, экологии и безопасности создаваемых производств в рамках ПН Прорыв разработан и продолжает развиваться программный комплекс (ПК) ВИЗАРТ [1], основной задачей которого является расчет всех материальных потоков технологических схем и отдельных производственных участков, в том числе динамические расчеты с учетом производительности аппаратуры, транспортных линий и объемов накопительных емкостей. Кроме того, ПК ВИЗАРТ содержит специальный оптимизационный модуль для сквозного расчета процессов ЗЯТЦ, включающий расчет оптимального соотношения радиоактивных отходов (РАО) разных степеней активности с точки зрения затрат на обращение, хранение и передачи Национальному оператору.

Поскольку количество образующихся РАО напрямую зависит от максимального возврата в технологическую схему воды и кислоты необходимо иметь функционал, позволяющий проводить постоянный мониторинг оборотных потоков, который и был реализован в ПК

ВИЗАРТ. Таким образом в ПК ВИЗАРТ реализована методика определения избыточного количества воды и кислоты.

В настоящей работе представлены несколько вариантов схемных решений, расчетные алгоритмы, реализованные для предложенных схем, а также анализ полученных результатов расчета и рекомендации для последующих технических решений.

Список литературы

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

* * *

МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ ЛИКВИДУСА ФТОРИДНЫХ РАСПЛАВОВ, СОДЕРЖАЩИХ АКТИНОИДЫ, И ЕГО ОТРАБОТКА НА СИСТЕМАХ $\text{LiF-NaF-KF} + \text{PuF}_3$

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

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

Характеристики жидкосолевого реактора-сжигателя (ЖСР-С) минорных актинидов (МА) из отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов существенно зависят от физико-химических свойств топливной композиции. В частности, эффективность трансмутации МА определяется, преимущественно, концентрацией актинидов в солевом растворителе, что влияет на температуру ликвидуса расплава [1]. В связи с этим актуальным является исследование и разработка достоверного метода определения температуры ликвидуса фторидных расплавов, в том числе с различными добавками фторидов актинидов.

Фторидная соль на основе LiF-NaF-KF [2, 3] рассматривается как кандидатный солевой растворитель ЖСР-С. Цель работы – отработка определения температуры ликвидуса фторидных расплавов, содержащих актиноиды, и его отработка на системах $\text{LiF-NaF-KF} + \text{PuF}_3$.

В качестве метода определения температуры ликвидуса расплава предложено использовать метод дифференциального сканирующей калориметрии, в основе которого лежит сравнение изменения энтальпии образца исследуемого вещества и образца инертного вещества, принятого в качестве эталона, для которого в исследуемом диапазоне температур отсутствуют фазовые переходы и химические реакции. Регистрируемым параметром служит разность температур этих образцов, измеряемая при нагревании или охлаждении образца.

В результате экспериментальной отработки методики были подобраны оптимальные условия для выполнения измерений и определена температура ликвидуса стандартных металлических образцов из цинка, индия, серебра для подтверждения правильности работы прибора. После было проведено измерение температуры ликвидуса пробы солевого расплава LiF-NaF-KF с различными добавками PuF_3 , соответствующими различным температурам.

Для оценки погрешности измерений был проведен набор статистических данных для 8–10 отдельно взятых проб, в результате анализа которых определено среднее квадратическое отклонение (СКО). Максимальное СКО при условии выполнения 10 измерений составило $4,2^\circ\text{C}$.

Границы относительной суммарной погрешности результата измерений температуры ликвидуса расплава в диапазоне от 450 до 600°C определяются случайной и систематической составляющими и составляет $\pm 1,7\%$ при доверительной вероятности $P=95\%$.

Для аналитического контроля состава расплава применялись методы гамма- и альфа-спектрометрии. Отбор проб проводился из расплава при максимальной температуре проведения эксперимента 700°C . После чего проба переходит в застывшее состояние.

В случае использования гамма-спектрометрического метода аналитический контроль плутония в пробе расплава проводился путем регистрации фонового излучения ^{239}Pu от за-

стывшей пробы расплава, представляющей собой точечный источник излучения, с использованием лабораторного гамма-спектрометра фирмы Canberra InSpector 2000 с коаксиальным детектором из особо чистого германия GC3018.

Были проведены теоретические расчеты зависимости скорости счета детектора от массовой концентрации плутония в пробе заданной массы. В результате проведенных расчетов было выявлено, что для аналитического контроля плутония в пробах расплава можно использовать только линии с энергией 375 и 414 кэВ, для которых влияние поглощения гамма-излучения в образце отсутствует (в пределах погрешности измерений). При использовании линий с энергией 129 и 204 кэВ необходимо учитывать поглощение гамма-квантов в образце. Предложенный гамма-спектрометрический метод измерений обеспечивает в пределах погрешности $\leq 8\%$ контроль фторида плутония в пробе расплаве соли FLiNaK в диапазоне его концентрации до 15%, мол.

Дополнительно аналитический контроль плутония в расплаве проводился методом альфа-спектрометрии с использованием лабораторного альфа-спектрометра Canberra Alpha Analyst. Анализ проводился после предварительного растворения пробы застывшего расплава в растворе азотной кислоты с концентрацией 7,2 М и селективного отделения плутония от америция и урана (при его наличии) методом ионообменной хроматографии с добавлением радиоизотопного индикатора ^{242}Pu . Образец для альфа-спектрометрии готовился путем электролитического осаждения плутония. Массу трифторида плутония в пробе рассчитывается исходя из полученной активности. Суммарная погрешность определяется погрешностями активности образцового радионуклидного раствора ^{242}Pu (3–6%), площади пика на линии ^{242}Pu (4%), измерения массы пробы (3,5%) и приготовления раствора путем разбавления (не более 1%) и не превышает 8,0%.

Список литературы

1. **Белоногов, М. Н.** Об оптимальном режиме трансмутации минорных актиноидов в жидкосоле-вом реакторе [Текст] / М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Д. Г. Модестов и др. // Атомная энергия. – 2020. – Т. 128, вып. 3. – С. 135–142.
2. **Ignatiev, V.** Molten salt actinide recycler and transforming system without and with Th-U support: Fuel cycle flexibility and key material properties [Text] / V. Ignatiev, O. Feynberg, I. Gnidoi et al. // Ann. Nucl. Energy. – 2014. – Vol. 64. – P. 408–420.
3. **Лизин, А. А.** Растворимость PuF_3 , AmF_3 , CeF_3 , NdF_3 в расплаве LiF-NaF-KF [Text] / А. А. Лизин, С. В. Томилин, О. Е. Гневашов и др. // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, вып. 1. – С. 11–16.

* * *

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГОРЕНИЯ ВОДОРОД-ВОЗДУШНОЙ СМЕСИ ПРИ ИСТЕЧЕНИИ ИЗ БАЛЛОНА ВЫСОКОГО ДАВЛЕНИЯ В ПОМЕЩЕНИИ С ВЕНТИЛЯЦИЕЙ

**В. В. Стаханов, К. С. Кутузова, Е. В. Безгодов, С. А. Яковлев,
С. Д. Пасюков, А. Н. Савельев, И. А. Попов**

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

В настоящее время происходит активное развитие водородной энергетики. Хранение и транспортировка газообразного водорода осуществляется, преимущественно, в баллонах высокого давления, вплоть до 700 атм [1]. Одной из возможных аварийных ситуаций является воспламенение водородно-воздушной смеси с задержкой при разгерметизации резервуара с водородом под давлением внутри хранилища, например, как это произошло 10.06.2019 г. на водородной заправочной станции в Кьёрбо [2]. Для оценки последствий при протекании подобного аварийного сценария требуются расчетные методики.

В работе были проведены экспериментальные исследования горения водородно-воздушной смеси при истечении из баллона высокого давления в помещении объемом 8 м³ с венти-

ляцией. Были получены экспериментальные данные по изменению концентрации водорода при истечении водорода из баллона под давлением до 140 атм в помещении с естественной и механической вентиляцией, а также были получены зависимости избыточного давления и скорости фронта пламени при иницировании горения внутри помещения.

Результаты данной работы могут быть использованы для верификации расчетных методов заполнения и горения водород-воздушной смеси в вентилируемом помещении. Также результаты работы могут быть использованы для оценки нагрузок на стенки хранилища баллонов водорода в ходе протекания возможной аварийной ситуации с воспламенением водородно-воздушной смеси при разгерметизации баллона.

Список литературы

1. **Фатеев, В. Н.** Проблемы аккумулирования и хранения водорода [Текст] / В. Н. Фатеев, О. К. Алексеева, С. В. Коробцев и др. // CHEMICAL PROBLEMS – 2018. – Н. 4 (16). – С. 453–483.
2. <https://nelhydrogen.com/status-and-qa-regarding-the-kjorbo-incident>, дата обращения 16.01.2023 г.

* * *

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ОКИСЛЕНИЮ НА ВОЗДУХЕ QUENCH-10 И QUENCH-16 ПРИ ПОМОЩИ КОДА СОКРАТ/В1

М. С. Фёдоров, В. В. Меркулов

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Экспериментальные исследования показали, что процессы окисления циркониевых оболочек твэлов в паровоздушной среде обладают рядом отличительных особенностей по сравнению с классическим окислением в паровой среде. Такими особенностями являются кислородное голодание, нитридация оболочек (образование нитридов циркония) и повторное окисление нитридов.

Серия экспериментов QUENCH была направлена на изучение процессов, происходящих при подаче воды для охлаждения оголенной перегретой активной зоны легководных реакторов. При этом основное внимание уделялось процессам генерации водорода вследствие окисления циркониевых оболочек в различных условиях, в том числе в условиях доступа воздуха. Первым в серии экспериментом по исследованию окисления циркония в паровоздушной среде был эксперимент QUENCH-10 [1]. В рамках данного эксперимента исследовался процесс окисления циркониевой оболочки, прошедшей этап предварительного окисления в паре с неограниченным доступом воздуха и последующим непродолжительным кислородным голоданием. Эксперимент QUENCH-16 [2] так же был направлен на исследование влияния кислородного голодания на процесс окисления циркониевой оболочки, однако после предварительного окисления в паре с доступом воздуха следовал длительный период кислородного голодания, сопровождающийся образованием большого количества нитридов циркония.

В данной работе при помощи российского интегрального тяжелоаварийного кода СОКРАТ/В1 [3] смоделированы эксперименты QUENCH-10 и QUENCH-16. Сравнение результатов расчета и результатов эксперимента QUENCH-10 дает хорошее совпадение по интегральной массе водорода и температурам циркониевых оболочек твэлов. Для эксперимента QUENCH-16 результаты расчета значительно недооценивают массу водорода на этапе повторного залива.

Список литературы

1. **Schanz, G., M. Heck, Z. Hozer.** Results of the QUENCH-10 Experimenta on Air Ingress – Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe 2006.
2. **Stuckert, J., M. Große, Z. Hozer,** Experimental Results of the QUENCH-16 Bundle Test on Air Ingress – Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe 2013.
3. Программа СОКРАТ/В1. Аттестационный паспорт программного средства № 275 от 13.05.2010.

* * *

РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ВЫДЕРЖКИ ОЯТ ДО ПЕРЕРАБОТКИ И ХРАНЕНИЯ ВАО ДО ИММОБИЛИЗАЦИИ С ПОМОЩЬЮ ПК ВИЗАРТ

Л. Р. Файрушина, И. Р. Макеева, Н. Д. Дырда, В. Ю. Пугачев

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

Вопросы безопасного обращения с накопившимся отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО) являются одними из ключевых проблем, от которых зависят масштабы развития ядерной энергетики. Переход к замкнутому ядерному топливному циклу (ЗЯТЦ) обеспечит решение проблемы обращения с ОЯТ и РАО.

В рамках проектного направления «Прорыв» [1] создается опытно-демонстрационный энергетический комплекс (ОДЭК), на площадке которого будут реализованы технологии ЗЯТЦ, и промышленный энергетический комплекс (ПЭК). Одной из задач при разработке технологий ОДЭК и ПЭК является нахождение оптимального времени выдержки до переработки выгруженного из активной зоны топлива, поскольку в нем происходит накопление изотопа Am-241, который является минорным актинидом (МА) и затрудняет дальнейшую переработку ОЯТ, а также уменьшается содержание делящегося изотопа Pu-241, что негативно сказывается на топливообеспечении реактора на быстрых нейтронах (РБН).

В докладе представлены результаты расчетов по определению оптимальной продолжительности выдержки ОЯТ до переработки с учетом минимизации содержания америция в РАО и оптимального времени хранения ВАО до иммобилизации, которые проводились с помощью программного комплекса (ПК) ВИЗАРТ [2], предназначенного для математического моделирования и оптимизации технологических процессов ЗЯТЦ.

Список литературы

1. **Адамов, Е. О.** Проект «ПРОРЫВ» – технологический фундамент для крупномасштабной ядерной энергетики [Текст] / Е. О. Адамов, Р. М. Алексахин, Л. А. Большов и др. // Известия РАН. Энергетика. – 2015. – № 1. – С. 5–12.
2. **Шмид, 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.

* * *

СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ И ОБРАЩЕНИЯ С РАО И ВОПРОСЫ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ

А. Ю. Шадрин

Частное учреждение «Наука и Инновации», Москва, Россия

Стратегическим направлением развития атомной энергетики Российской Федерации является замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ). Создание в рамках двухкомпонентной атомной энергетики замкнутого топливного цикла, решает две основных задачи. Первая – обеспечение атомной энергетики надежной сырьевой базой за счет вовлечения в топливный цикл регенерированного урана и плутония. Вторая – решение проблемы выделения, минимизации объема и окончательной изоляции радиоактивных продуктов, образующихся в процессе функционирования атомной энергетики.

Основные проблемы, связанные с рециклом отработанного ядерного топлива (ОЯТ), обусловлены тем, что существующая инфраструктура ядерного топливного цикла ориентирована на использование в реакторах только топлива на основе природного урана, а переработка ОЯТ нацелена исключительно на выделение урана и плутония.

Основными направлениями НИОКР по созданию замкнутого ядерного топливного цикла двухкомпонентной энергетики являются комплексный подход к рециклу регенерированных

материалов и развитие технологии переработки ОЯТ, обеспечивающей вовлечение минорных актинидов (МА) в ЯТЦ, снижение затрат на обращение с радиоактивными отходами (РАО) за счет сокращения объемов РАО, подлежащих глубинной изоляции. Основными задачами можно считать:

- вовлечение в топливный цикл реакторов на быстрых нейтронах (РБН) плутония, нептуния и америция и долгосрочное хранение Cm, с вовлечением радиогенного Pu в топливный цикл;
- возможно, вовлечение плутония в топливный цикл реакторов на тепловых нейтронах (РТН);
- дожигание Cm совместно с Np и Am в жидкосолевом реакторе (ЖСР);
- отверждение в отдельную фракцию или трансмутация Tc, I;
- сокращение объема высокоактивных отходов, подлежащих глубинному захоронению;
- обращение с конструкционными материалами;
- обоснование безопасности хранения/захоронения РАО и доказательная корректировка нормативной базы.

Использование расчетных моделей и кодов позволяет не только минимизировать ошибки, возникающие при решении задач, связанных с оптимизацией технологических линий ЯТЦ, выбором режимов отдельных технологических процессов и компоновок технологических линий, но и существенно сократить количество необходимых экспериментальных исследований как для обоснования технических решений, так и для обоснования безопасности предлагаемых процессов. При этом для принятия обоснованного решения на основании таких расчетов необходимо ответить на вызовы от различных заинтересованных сторон:

- экспериментатора – каких данных не хватает для разработки и верификации моделей;
- технолога – необходимость верифицированных моделей технологических процессов;
- конструктора – необходимость моделирования движения трехфазных систем в сложных геометрических структурах;
- проектировщика – необходимость проведения оценки затрат на сооружение и эксплуатацию объектов;
- руководителя – необходимость проведения оценки затрат на весь жизненный цикл различных объектов ЗЯТЦ, включая захоронение РАО и вывод из эксплуатации для принятия решения.

* * *

ОСОБЕННОСТИ АНАЛИЗА АВАРИЙ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ДЛЯ АСММ С РУ РИТМ-200Н

Ю. К. Швецов, Д. Д. Коротаева, О. В. Тюриков, А. Н. Лепехин

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия

РУ РИТМ-200Н, разработанная для атомной станции малой мощности (АСММ), представляет собой легководный интегральный водо-водяной реактор тепловой мощностью 190 МВт(т) с принудительной циркуляцией теплоносителя первого контура и вынесенной газовой системой компенсации давления. РУ РИТМ-200Н [1] является продолжением линейки РУ РИТМ-200 [2] разработанной для атомных ледоколов («Урал», «Якутия» и «Чукотка»).

В докладе рассмотрены особенности РУ РИТМ-200Н влияющие на теплогидравлические расчеты и расчеты водородной безопасности в авариях с потерей теплоносителя первого контура.

Среди особенностей РУ РИТМ-200Н [1] повышающих безопасность в авариях с потерей теплоносителя первого контура – применение толерантного топлива, большие запасы воды над активной зоной отсутствие протяженных трубопроводов большого диаметра, соединяющих реактор с ПГ и ГЦН, размещение ПГ внутри корпуса реактора. Последние две особенности позволяют ограничиться рассмотрением только малых течей (по терминологии энергетических реакторов ВВЭР и PWR).

Согласно рекомендациям МАГАТЭ (IAEA Safety Standards, SSG-2 (Rev.1)) в случае наступления ЗПА с полным обесточиванием РУ, безопасность РУ должна обеспечиваться за счет работы пассивных систем безопасности в течение 72 часов с начала аварии (без вмешательства оператора). Данная рекомендация была выполнена для РУ РИТМ-200Н за счет модернизации системы пассивного отвода тепла (СПОТ), увеличения объема гидроаккумуляторов (ГА) системы компенсации давления (СКД) и размещения реактора в герметичной оболочке (ГО), рассчитанной на большое давление 1,0 МПа (абс.).

Одной из особенностей РУ РИТМ-200Н является наличие растворенного газа (азота и водорода) и аммиака в теплоносителе первого контура, что должно учитываться при анализе водородной безопасности [3].

В докладе представлены результаты анализа определяющих аварий:

- ЗПА с разрывом трубопровода СКД полным сечением;
- ЗПА с разрывом трубопровода газоудаления ГЦН полным сечением;
- начальный этап тяжелой аварии (полный отказ активных систем безопасности и отказ СПОТ).

Расчет параметров первого контура был выполнен с использованием кода улучшенной оценки КОРСАР/ВР, разработанного ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» при участии АО «ОКБМ Африкантов». Расчет параметров ГО был выполнен с использованием кода улучшенной оценки КУПОЛ-МТ, разработанного АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» и АО «ОКБМ Африкантов».

В качестве входных данных для кода КУПОЛ-МТ использовались результаты расчета по коду КОРСАР/ВР. Для ЗПА проводились итерационные расчеты КУПОЛ-КОРСАР с целью учета взаимного влияния параметров в первом контуре и в ГО. В докладе представлены нодализации и перечень моделей и корреляций, использовавшихся в расчетах по кодам КОРСАР/ВР и КУПОЛ-МТ.

Анализ водородной безопасности проводился по коду FLAME, в качестве входных данных для которого использовались данные расчетов по коду КОРСАР/ВР (для объемов реактора) и по коду КУПОЛ-МТ (для объемов ГО).

Проведенные расчеты показали эффективное функционирование средств управления ЗПА в течение 72 часов с момента начала аварии – поддержание активной зоны под заливом теплоносителя, отсутствие разогрева оболочек твэлов, сохранение целостности ГО (давление в ГО не более 1,0 МПа), недостижение предельно допустимой взрывоопасной концентрации (ПДВК) в реакторе и в ГО.

Оценки начального этапа тяжелой аварии показали запас времени до разогрева активной зоны более 4,5 часов, сохранение целостности ГО и недостижение ПДВК в реакторе и в ГО. Расчет всех стадий тяжелой аварии, включая стадию плавления активной зоны, будет выполнен с использованием кода СОКРАТ-В1 во второй половине 2023 года.

Список литературы

1. **Швецов, Ю. К.** Анализ функционирования средств управления запроектными авариями для АСММ с РУ РИТМ-200Н [Текст] / Ю. К. Швецов, О. В. Тюриков, М. В. Воробьева, А. Н. Лепехин // Анализ функционирования средств управления запроектными авариями для АСММ с РУ РИТМ // КЯЭ-2022 «Корабельная ядерная энергетика. Направления развития ЯЭУ перспективных объектов Военно-Морского флота и Минобороны России. Вопросы обеспечения эксплуатации действующих корабельных ЯЭУ», АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, 12–13 октября 2022.
2. **Швецов, Ю. К.** Анализ аварий с потерей теплоносителя по связке кодов КОРСАР/ВР-КУПОЛ-МТ на установке РИТМ-200 при подключении пассивных систем безопасности [Текст] / Ю. К. Швецов, О. В. Тюриков, А. М. Хизбуллин и др. // МНТК НИКИЭТ-2018 «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетике», АО «НИКИЭТ», Москва, 2–5 октября 2018.
3. **Коротаева, Д. Д.** Расчетный анализ характеристик аммиачного водно-газового химического режима первого контура реакторной установки РИТМ-200 универсального атомного ледокола проекта 22220 [Текст] / Д. Д. Коротаева, И. Н. Кулаков, А. Н. Лепехин // 19 научно-техническая конференция «Молодежь в науке», ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», Саров, 2022.

* * *

КИНЕТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РАДИОЛИЗА АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ ОЯТ

О. В. Шмидт, К. А. Славинский

АО «Прорыв», Москва, Россия

В настоящее время для эксплуатируемых объектов ЯТЦ обоснование мер по обеспечению пожаровзрывобезопасности технологических процессов, в части исключения возможности образования горючих газовых смесей, может базироваться на накопленный опыт, проведенные измерения скорости выделения горючих газов для применяемых технологических сред. В случае сооружения нового объекта, в особенности аналогов которого в отрасли не существует, единственным возможным подходом к обоснованию безопасности является проведение расчетной оценки. С учетом того, что на объектах ОДЭК планируют обращаться с продуктами с существенно большей активностью, чем на других, схожих по функциональному назначению, объектах в Российской Федерации, развитие методов оценки скорости образования горючих газов представляет особую актуальность.

В работе представлена информационная интегрирующая математическая модель альфа- и гамма-радиолиза азотнокислых растворов оксидов ОЯТ, позволяющая анализировать радиационно-химические и физико-химические процессы, протекающие при переработке и хранении ОЯТ, а также проводить оценку количественного образования пожаровзрывоопасных газов (водорода, кислорода и др.) на различных технологических операциях, в частности в емкостном оборудовании МП ОДЭК и ПЭК.

Разработанная математическая модель радиолиза растворов азотной кислоты с использованием литературных данных была проверена в части:

- влияния гамма-излучения различной мощности на водную составляющую раствора по кинетике поведения пероксида водорода с различной начальной его концентрацией и с учетом присутствия, и без него растворенного в системе водорода;
- влияния альфа-излучения на концентрацию азотистой кислоты при различных начальных концентрациях азотной кислоты в концентрационном диапазоне 0–8 моль/л;
- влияния альфа-излучения на образование газообразного водорода из растворов азотной кислоты.

С учетом того, что модель является теоретической и комбинированной из данных, представленных в различных литературных источниках, проведенные проверки можно считать удовлетворительными.

Однако ввиду ограниченности литературных данных по воздействию гамма-излучения, а также отсутствию данных для смешанного альфа- и гамма-излучения на растворы азотной кислоты, не представляется возможным провести верификацию модели с учетом таких условий. Поэтому при планировании дальнейших экспериментальных исследований было бы целесообразно учесть необходимость получения данных для разработанной модели.

Следует отметить, что кроме практического применения модели (оценки образования взрывоопасных газов) данная разработка может представлять и научный интерес, например, в части исследования кинетики изменения валентных форм плутония под воздействием облучения.

* * *

РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ ПАССИВНОГО КАТАЛИТИЧЕСКОГО РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА

О. В. Шульц, В. В. Стаханов, А. А. Бочкарева

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

Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода применяются на атомных станциях с реакторами типа ВВЭР в качестве элемента системы безопасности, обеспечивающего удаление из атмосферы под защитной оболочкой водорода, образование опасных количеств которо-

го может сопровождать потенциальные тяжелые аварии с потерей теплоносителя. Оптимальное количество и расположение рекомбинаторов в помещениях атомной станции может быть определено с учетом возможных сценариев развития аварии и характеристик рекомбинаторов методами математического моделирования. Настоящая работа посвящена разработке математической модели для описания работы пассивного каталитического рекомбинатора водорода в различных условиях.

Обработка данных, полученных на маломасштабной установке КЭИП в экспериментах по исследованию рекомбинации водорода с кислородом на отдельных каталитических стержнях, показала, что при температурах свыше 80°C в условиях свободной конвекции скорость химической реакции лимитируется скоростью массопереноса. При температурах каталитической поверхности ниже 80°C скорость каталитической реакции подчиняется закону Аррениуса. Эксперименты на проточном стенде БМ-ЛМ1 с маломасштабным рекомбинатором при скоростях потока газа до 5 м/с также показали слабую связь температуры с кинетикой процесса в исследованном диапазоне условий. С другой стороны, была показана сильная связь скорости рекомбинации со скоростью потока газа через рекомбинатор и с концентрацией водорода на входе. Для аппроксимации данной зависимости была использована регрессия вида

$$\ln(-w) = a + b \cdot \ln(u) + c \cdot \ln(C_{\text{H}_2}),$$

где w – скорость химической реакции (производная количества водорода по времени), моль·с⁻¹; a , b , c – аппроксимационные коэффициенты, характеризующие массоперенос к поверхности катализатора; u – скорость потока газа, м/с; C_{H_2} – концентрация водорода на входе в рекомбинатор, моль/м³.

Скорость потока газа, необходимая для такой оценки, может быть как измерена экспериментально, так и рассчитана с помощью дополнительной модели, которая была построена на основе предположения о равновесии архимедовой силы, действующей на разогретый газ и сил вязкого трения, возникающих при движении газа через рекомбинатор. Данная модель была откалибрована на экспериментах с полномасштабным рекомбинатором по данным о скорости потока газа, полученным с помощью методики PIV (particle image velocity).

На основе описанной выше регрессионной зависимости и модели, описывающей скорость потока газа, была построена модель работы пассивного каталитического рекомбинатора водорода. Модель позволяет оценивать удельную скорость рекомбинации водорода по отношению к площади каталитической поверхности. Масштабирование модели для ее применения к рекомбинаторам различных конфигураций осуществляется за счет изменения двух параметров – площади каталитической поверхности и коэффициента гидравлического сопротивления. Полученная модель была верифицирована с использованием данных, полученных на установках БМ-П и БМ-ЛМ2 в экспериментах с полномасштабным рекомбинатором водорода. В результате верификации показано, что модель позволяет качественно и количественно описывать зависимость производительности рекомбинатора от начальных условий.

* * *

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ ГОРЕНИЯ СТРАТИФИЦИРОВАННЫХ И РАВНОМЕРНО ПЕРЕМЕШАННЫХ ВОДОРОДНО-ВОЗДУШНЫХ СМЕСЕЙ В ЗАМКНУТОМ ОБЪЕМЕ

**С. А. Яковлев, Е. В. Безгодов, В. В. Стаханов,
А. А. Тараканов, И. А. Попов, М. В. Никифоров**

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

В настоящее время ведется поиск путей использования водорода как источника и средства аккумуляции энергии. Смесь водорода с кислородом образует экологически чистое топливо с наибольшим энерговыделением на единицу массы, но, в то же время, она является одной из наиболее легко воспламеняемых смесей в широком концентрационном диапазоне

горючего [1]. Поэтому решение вопросов безопасного функционирования объектов водородной энергетики является актуальным и необходимым.

Одной из возможных аварийных ситуаций является истечение водорода в помещении или сооружении (каналы, тоннели, трубы), в результате которого в верхней части помещения образуется стратифицированная водородно-воздушная смесь. Подобный аварийный сценарий может произойти и на АЭС при осушении активной зоны реактора [2]. В случае воспламенения водородно-воздушной смеси пламя за счет процессов турбулизации, теплопроводности и диффузии может ускориться до скоростей, близких к скорости звука в продуктах горения. Ускорение пламени влечет изменение режима распространения на дефлаграционный, квази-детонационный и детонационный режимы. Распространение горения в таких режимах приводит к образованию ударных волн.

На сегодняшний день имеется большое количество экспериментальных данных по горению равномерно перемешанных водородно-воздушных смесей, на основании которых были выведены критерии ПДД для подобных составов [3]. Экспериментальных данных по горению стратифицированных смесей намного меньше, однако в случае реальной аварии наиболее вероятен сценарий в котором воспламеняется стратифицированная смесь с вертикальным градиентом объемной доли водорода [4]. Более того, в определенных конфигурациях помещений или сооружений горение стратифицированных составов с вертикальными градиентами объемной доли может оказывать большее влияние на процесс ускорения пламени и вероятность ПДД [4]. Так, например, критерий 7λ , показывающий возможность ПДД и полученный для равномерно перемешанных смесей [3], не всегда может быть применен к стратифицированным составам. Таким образом, возможность ПДД в водородно-воздушных смесях дополнительно зависит от градиента объемной доли водорода (помимо конфигурации помещения или сооружения), а значит выработка универсального критерия ПДД при горении водородно-воздушной смеси представляется сложной задачей. В таком случае целесообразно применить CFD-моделирование. Например, в РФЯЦ – ВНИИТФ ведется разработка газодинамического кода «КЕДР», функционал которого позволяет решать задачи с горением водородно-воздушной смеси [5]. Для валидации кода необходимы экспериментальные данные по горению стратифицированных водородно-воздушных смесей, что является целью настоящей работы.

В работе представлены результаты экспериментальных исследований дефлаграции и детонации водородно-воздушной смеси с вертикальным градиентом объемной доли водорода в закрытом канале с перегородками. Канал имеет квадратное сечение $0,6 \times 0,6 \text{ м}^2$ и длину 12 м. Среднее содержание водорода в экспериментах варьировалось от 9 до 15 об.%.

Список литературы

1. **Гельфанд, Б. Е.** Термодинамика горения и взрыва водорода / Б. Е. Гельфанд и др. // СПб.: Изд-во Политехн. ун-та. 2009. – 584 с.
2. **Кириллов, И. А.** Обеспечение водородной безопасности на атомных электростанциях с водоохлаждаемыми реакторными установками. Современное состояние проблемы [Текст] / И. А. Кириллов, Н. Л. Харитонов, Р. Б. Шарафутдинов и др. // Ядерная и радиационная безопасность. – 2017. – № 2 (84). – 12 с.
3. **Dorofeev, S. B.** Effect of scale on the onset of detonations [Text] / S. B. Dorofeev, V. P. Sidorov, M. S. Kuznetsov et al. // Shock Waves – 2000 – Vol. 10. – P. 137–149.
4. **Vollmer, K. G.** Deflagration-to-Detonation Transition in Hydrogen/Air Mixtures with a Concentration Gradient [Text] / K. G. Vollmer, F. Ettner, T. Sattelmayer // Combustion Science and Technology. – 2012. – Vol. 184, № 10–11. – P. 1903–1915.
5. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2021612557 Программный комплекс КЕДР (ПК КЕДР) от 15.02.2021 г.

* * *

ОБ ОЦЕНКЕ ПОГРЕШНОСТЕЙ И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТОВ, ПРОВОДИМЫХ В РАМКАХ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

Д. А. Яшников, С. А. Шевченко,

Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной
и радиационной безопасности», Москва, Россия

Под детерминистическим анализом безопасности (далее – ДАБ) понимается анализ безопасности атомных станций (далее – АС) при заданных эксплуатационных состояниях АС, постулируемых исходных событиях и заданном состоянии систем и элементов, влияющих на пути протекания аварии, выполняемый с целью подтверждения соответствия АС установленным критериям безопасности и (или) проектным пределам. Перечень исходных событий должен включать все возможные внутренние и внешние события, которые нарушают нормальную эксплуатацию АС. При этом внешние техногенные события могут иметь источник возникновения за пределами площадки АС и быть вызванными внешними по отношению к блоку АС источниками, находящимися на площадке АС.

На основе результатов детерминистического анализа безопасности обосновывается достаточность и эффективность систем безопасности и других технических средств, предусмотренных в проекте для приведения реакторной установки (далее – РУ) в контролируемое безопасное состояние при нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии.

Основные требования и рекомендации применительно к проведению и представлению результатов ДАБ АС установлены в российских федеральных норм и правил [1–3] и Руководствах по безопасности [4 – 6], а также в документах МАГАТЭ [7], [8]. В настоящем докладе представлен анализ указанных требований и рекомендаций в части:

- обоснования стратегии глубоководной защиты;
- применения принципа единичного отказа;
- полноты и достаточности исходных данных и обоснования приемочных критериев, используемых при анализе аварий АС;
- классификации постулируемых исходных событий и сценариев аварий АС;
- проведения расчетного анализа проектных и запроектных аварий АС;
- представления результатов детерминистического анализа безопасности, в документах, обосновывающих безопасность АС.

Неотъемлемой частью ДАБ является проведение расчетного моделирования режимов нормальной эксплуатации, а также переходных и аварийных режимов АС с использованием программ для электронных вычислительных машин (далее – ЭВМ). В соответствии с требованиями статьи 26 Федерального закона от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии», при подготовке документов, обосновывающих безопасность объектов использования атомной энергии, для построения расчетных моделей процессов, влияющих на безопасность указанных объектов, должны использоваться программы для ЭВМ, прошедшие экспертизу в организации научно-технической поддержки уполномоченного органа государственного регулирования. Приказом Ростехнадзора от 20.09.2018 № 450 определено, что экспертизу программ для ЭВМ осуществляет ФБУ «НТЦ ЯРБ». Экспертиза программ для ЭВМ проводится в соответствии с [9]. Требования к составу и содержанию отчета о верификации, валидации и обосновании применимости программ для ЭВМ установлены в [10]. В соответствии с [11], разработчики программ для ЭВМ должны реализовывать системный подход к развитию экспериментально-стендовой базы и планированию экспериментальных исследований, необходимых для подтверждения инновационных проектных решений, включая внедрение в атомной отрасли проблемноориентированных баз данных, необходимых для построения расчетных моделей.

Результаты расчетов с использованием программ для ЭВМ обладают погрешностями и неопределенностями. В этой связи, в [1] установлено требование о том, что анализы безопасности должны сопровождаться оценками погрешностей и неопределенностей полученных

результатов. В целях содействия выполнению вышеупомянутого требования, разработано Руководство по безопасности «Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций» (РБ-166-20) [6], содержащее рекомендации Ростехнадзора по учету неопределенностей при проведении расчетных анализов безопасности АС, а также по использованию методов оценки неопределенностей расчетных анализов безопасности АС.

Согласно рекомендациям [6], при проведении ДАБ АС с применением программ для ЭВМ необходимо анализировать и учитывать влияние следующих неопределенностей:

- неопределенностей, обусловленных допущениями и упрощениями, принятыми при разработке программы для ЭВМ, в том числе неопределенности, связанные с выбором метода численного решения используемой системы уравнений;
- неопределенностей, связанных с разбиением расчетной модели на элементы (контрольные объемы, конечные элементы), с выбором шага интегрирования используемой в программе для ЭВМ системы уравнений;
- неопределенностей, обусловленных работой систем управления для поддержания режимных параметров РУ;
- неопределенностей геометрических размеров элементов и оборудования РУ;
- неопределенностей данных о свойствах веществ и материалов, принимаемых при проведении расчетов с помощью программы для ЭВМ;
- неопределенностей коэффициентов замыкающих соотношений, реализованных в программе для ЭВМ.

В настоящем докладе описаны подходы к оценке вышеуказанных неопределенностей в отчетах о верификации и валидации программ для ЭВМ и в документах, обосновывающих безопасность АС. Кроме того, обсуждаются рекомендации по оценке неопределенностей результатов анализа проектных и запроектных аварий АС.

Список литературы

1. НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций», утвержденные приказом Федеральной службы по экологическому технологическому и атомному надзору от 17.12.2015 № 522.
2. НП-082-07 «Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций», утвержденные приказом Федеральной службы по экологическому технологическому и атомному надзору от 10.12.2007 № 4.
3. НП-006-16 «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР», утвержденные приказом Федеральной службы по экологическому технологическому и атомному надзору от 13.02.2017 № 53.
4. РБ-152-18 «Комментарии к федеральным нормам и правилам «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15)», утвержденные приказом Федеральной службы по экологическому технологическому и атомному надзору от 03.10.2018 № 486.
5. РБ-150-18 «Рекомендации по формированию окончательного перечня запроектных аварий, подлежащих учету в проекте атомных станций с реакторами типа ВВЭР», утвержденные приказом Федеральной службы по экологическому технологическому и атомному надзору от 13.08.2018 № 359.
6. РБ-166-20 «Рекомендации по оценке погрешностей и неопределенностей результатов расчетных анализов безопасности атомных станций», утвержденные приказом Федеральной службы по экологическому технологическому и атомному надзору от 30.07.2020 № 288
7. 7. Safety assessment for facilities and activities. IAEA General Safety Requirements. GSR Part 4 (Rev. 1). Vienna, Austria, 2016.
8. Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants SSG-2 (Rev.1) // IAEA – Vienna, Austria 2019.
9. Порядок проведения экспертизы программ для электронных вычислительных машин, используемых в целях построения расчетных моделей процессов, влияющих на безопасность объектов использования атомной энергии (ОИАЭ) и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии (утвержден приказом Ростехнадзора от 30.07.2018 № 325).
10. РД-03-34-2000. Требования к составу и содержанию отчета о верификации и обосновании программных средств, применяемых для обоснования безопасности объектов использования атомной энергии (утверждены приказом Ростехнадзора от 28.22.2000 № 122).

11. Заявление о политике Ростехнадзора в отношении развития расчетного моделирования процессов, влияющих на безопасность объектов использования атомной энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии от 14.11.2022 (https://www.gosnadzor.ru/about_gosnadzor/applications/Заявлен%20о%20политике%2014112022%20Тремб.pdf).

* * *

КВАНТОВАЯ ФИЗИКА И ФИЗИЧЕСКИЙ ВАКУУМ

В. А. Симоненко

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

Изложению представленного здесь материала способствовали три фактора: первый – две прекрасные книги моего земляка и друга Л.И. Пономарёва «Под знаком кванта» [1] и монография Дж. Гринштейна и А. Зайонца, являющая собою обзор современных достижений в квантовой механике «Квантовый вызов» [2]; второй фактор – это накопление дополнительных данных по сравнению с теми, которые имелись во времена формирования квантовой механики и квантовой электродинамики, анализ таких данных позволяет анализировать другие подходы к описанию квантовых явлений по сравнению с состоявшимся; а третий фактор обусловлен стремительным и неотвратимым движением времени, что хоронит навечно все невысказанное, в том числе и то, что могло бы быть полезным нашей цивилизации. Выражаю надежду, что некоторые излагаемые здесь положения о взаимосвязи квантово-физических представлений и физического вакуума окажутся полезными при дальнейшем продвижении нашей цивилизации в глубины такого таинственного и удивительного прекрасного микромира, благодаря которому мы существуем и частицами которого мы являемся.

Развитие науки, которое происходило по разным, казалось, слабо связанным направлениям, к периоду формирования квантовых представлений объединялось в единый могучий поток. Это положение кратко излагается в девяти тезисах. Первый посвящен формированию атомизма от философии до количественных описаний атомов, молекул, веществ и процессов, в которых они проявляются. Следующий посвящен формированию термодинамики, статистической физики. Отдельно выделен тезис о формировании молекулярной кинетики, продуктивности вероятностного подхода к описанию макроскопических систем, описание с их помощью диссипативных процессов диффузии, внутреннего трения, теплопроводности. Обращено внимание на информативность химических исследований (работы Гей-Люссака, Авогадро, электролиз электролитов Фарадея), открытие химических элементов, систематизация их в таблице Менделеева. Окончательные формулировки начал термодинамики, введение энтропии, оценка абсолютного нуля температуры, определение числа Авогадро. Завершение внутренней систематизации термодинамики, включая фазовые превращения. Разработка системной связи термодинамики и статистической в работах Гиббса. Расширенные исследования катодных лучей, начиная «яйца» Фарадея, через трубки Крукса, завершая измерениями заряды и массы электрона в работах Жана Перрена и Дж.Дж. Томсона. Открытие Рентгеном жесткого фотонного излучения из катодных трубок. Неожиданное открытие Беккерелем жесткого излучения химических соединений, содержащих уран. Выявление тройственной природы этого излучения α , β и γ : два заряженных луча из частиц противоположного знака и один – безмассовые нейтральные частицы. Исследование линейчатых спектров в излучении солнца и в других источниках, что указывало на сложную природу атома. Попытка сшить непрерывный мягкую и жесткую участки спектра излучения солнца и других равновесных ярких источников света, которые были получены в экспериментах. Введение Планком постоянной $h=6,626075 \cdot 10^{-27}$ эрг·с для этих целей в 1900 г. Предложение Эйнштейна использовать эту величин, как квант действия при интерпретации фотоэффекта. Эксперименты по рассеянию α -частиц назад на золотой фольге и их интерпретация Резерфордом – в центре атома тяжелое ядро.

Модель атома Н. Бора, критика и защита ее. Опыты Комптона по рассеянию жестких квантов на электронах. Предложение Де Бройля о волновых свойствах электрона 1923 г.

В. Гейзенберг – соотношение неопределенностей и матричная квантово-механическая модель 1925 г. Принятие предложенных моделей.

Путь к релятивистской квантовой модели начинается с электродинамики, экспериментально разработанной Фарадеем в 1831–1840 гг. и математически представленной в 1860-х годах. Затем следовала разработка Эйнштейном теории относительности, и адаптация аппарата электродинамики Максвелла к языку классической теории поля. Строго говоря, квантовая механика электрона должна быть релятивистской. Она была создана П. Дираком в 2028 г.

Но только ли в вопросах микромира оставались открытые вопросы? Ответ – нет!

Важным выводом этой теории Дирака является указание на то, что имеется физический вакуум. Будем считать, что он заполнен безмассовыми объектами, которые, по-видимому, образовались при аннигиляции частиц и античастиц с полуцелым спином. Предположим, что они поляризуются при других электромагнитных воздействиях на них [4].

Естественно считать, что верхний уровень такого вакуума заполнен безмассовыми позитрониями (БМП), на более глубоких уровнях находится безмассовые антипротоны (БМА). На реальность существования БМП указывает рождение пары e^-e^+ при пролете γ -кванта с достаточно большой энергией (около 3 МэВ) вблизи атомного ядра. На более глубоких энергетических уровнях находятся безмассовые пары протон-антипротон p^+p^- . Отсюда следует, что заряды окружены поляризованным вакуумом с БМП, плотность которого убывает по мере удаления. Эта среда и является носителем кулоновского поля. Ясно, что для заряда противоположного знака поляризация БМП-«шубы» имеет противоположное направление. При столкновении частиц происходит ликвидация лептонного заряда, а из остатков поляризованных «шуб» формируются два γ -кванта. Рассмотрим теперь падение электрона на атомное ядро. Прежде всего, отметим, что при сближении должна происходить соориентация спина электрона и внутреннего момента ядра. В процессе сближения происходит нейтрализация перекрывающихся частей БМП-«шуб», имеющих противоположные знаки поляризации. Именно это приводит к увеличению скорости сближения зарядов. По мере ускорения электрона, согласно Де Бройлю, начинает усиливаться его корпускулярность, то есть происходит уменьшение его волнового масштаба. Когда по линии столкновения с ядром будет «съеден» представитель последнего слоя БМП-поляризации налетающего электрона, собственная массовая часть электрона начинает оборачиваться по равно напряженной поверхности вокруг и образует замкнутую поверхность вокруг ядра. Фактически в условиях неоднородного поля заряда означает бесконечное увеличение размера материальной части электрона, в соответствии со значением фактической температуры внутри атома $T=0$. Внутренняя часть этой поляризационной «шубы» ядра и электрона остается для взаимной компенсации зарядов ядра и электрона. А из наружных частей образуются два фотона разных энергий.

Происходит аналогично образованию атома водорода, только частицы сближаются к центру масс, и обе оказываются на S оболочке, которая в этом случае становится вырожденной. Такая система точно неустойчива. Поскольку приведенная масса позитрония почти вдвое меньше приведенной массы электрона, радиус атома позитрония в основном состоянии 0,106 нм (вдвое больше атома водорода), а его потенциал ионизации из основного состояния равен 6,77 эВ (вдвое меньше потенциала ионизации водорода). Позитроний быстро аннигилирует, его время жизни зависит от спина: покоящийся парапозитроний в вакууме аннигилирует в среднем за 0,1244 нс. Парапозитроний аннигилирует на два гамма-кванта с энергией по 511 кэВ и противоположными импульсами. Ортопозитроний живет на три порядка дольше 138,6 нс.

Аналогично водороду формируется электронная система многозарядного ядра. Отличие состоит в том, что электроны занимают новые неповторяющиеся состояния в структуре иона и далее атома. Такой уединенный атом представляет собою Ферми-Дираковский конденсат с температурой равной нулю в неоднородном кулоновском поле. Таким образом, мы живем в мире, заполненном несчетным множеством атомов – частичек конденсата Ферми-Дирака – и сами из них состоим. В современных экспериментах получают также и объекты Бозе-Эйнштейновского конденсата – лазерное излучение, а также искусственно полученные системы атомов, замедленных до низких температур.

Другим свидетельством физического вакуума является распространение электромагнит-

ных сигналов в нем. Еще одним классом свидетельств являются постоянные времена распадов атомных и ядерных систем.

Этот материал можно расширять, углубляя рассмотрение кратко приведенных примеров, а также добавлением новых классов.

Список литературы

1. **Пономарёв, Л. И.** Под знаком кванта [Текст]. – М. : Физматлит, 2007.
2. **Гринштейн, Дж.** Квантовый вызов / Дж. Гринштейн, А. Зайонц // Издательский Дом, Интеллект, 2012.
3. **Rutherford, E.** The Scattering and Particals by Matter and Structure of the Atoms [Text]. – Philosophical Magazine, LXXIX. – 6, (1911), 21.
4. **Ландау, Л. Д.** Квантовая механика. Нерелятивистская теория [Текст] / Л. Д. Ландау, Е. М. Лифшиц. – М. : Наука, 1989.
5. **Берестецкий, В. Б.** Квантовая электродинамика / В. Б. Берестецкий, Е. М. Лифшиц, Л. П. Питаевский. – М. : Наука, 1989.
6. **Ландау, Л. Д.** Теория поля [Текст] / Л. Д. Ландау, Е. М. Лифшиц. – М. : Наука, 1988.
7. **Дирак, П. А. М.** Квантовая теория электрона [Текст]. – СНТ. – Т. 2. – С. 327–340.

АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ

- Б**
Безгоднов Е. В. 3, 17, 35, 41
Белоногов М. Н. 4, 10, 34
Бельков А. М. 18
Беляев П. Е. 5
Бочкарева А. А. 21, 40
- В**
Верник Ю. В. 19
Власов М. И. 27
Волк В. И. 11
Волков И. А. 4, 10, 34
Володин В. В. 6
Воробьёв А. С. 7
- Г**
Гавриков А. И. 9
Галашев А. Е. 7, 22
Гёзаян Л. В. 8
Глотов В. Ю. 9
Головастов С. В. 6
Голуб В. В. 6
- Д**
Давлетчин Ю. Ф. 3
Данилин А. В. 9
Дырда Н. Д. 4, 10, 21, 34, 37
- Е**
Евсюкова Ю. А. 33
Егорова О. В. 18
Емельянов А. М. 18
Ефремов Е. В. 18
- З**
Зайков Ю. П. 7, 20, 22, 27
- К**
Канаев А. А. 9
Каримов А. З. 19
Кащеев В. А. 11, 12
Киверин А. Д. 15, 16
Киркин А. М. 19
Киселев А. Е. 31
Ковров В. А. 22
Козин К. А. 18
Коротаева Д. Д. 38
Котлованов И. П. 3
Кошечева А. М. 13, 14
Кротов С. А. 28
Кузнецова О. В. 23, 25
Кулаков И. Н. 16
Куприянец Т. А. 5
- Курындин А. В. 19, 24
Кутузова К. С. 17, 35
Кушков О. О. 18
- Л**
Лепехин А. Н. 16, 38
Ливенцова Н. В. 18
Ливенцов С. Н. 18
Лось В. А. 19
- М**
Мазанников М. В. 20
Макеева И. Р. 5, 21, 23, 25, 37
Манжуров А. И. 22
Мастюк Д. А. 5
Медведков И. С. 15
Мельникова К. С. 15
Меркулов В. В. 36
Металиди М. М. 13
Модестов Д. Г. 4, 10, 25, 34
Мочалов Ю. С. 20
Мошкин Д. Л. 3
- Н**
Никифоров М. В. 3, 41
- П**
Пасюков С. Д. 3, 35
Петрова О. Е. 23, 25
Пешкичев И. В. 23
Пигасов Е. Е. 5, 21
Плетнев А. О. 18
Полосин А. А. 18
Поляков Р. М. 24
Понизов А. В. 13, 30
Попов И. А. 3, 17, 35, 41
Попов И. С. 23, 25
Потапов А. М. 20, 27
Пугачев В. Ю. 37
Пузииков Е. А. 28
Пчелинцева С. В. 25
- Р**
Родин А. В. 8, 13, 14, 30
Родина Е. А. 31
Рыжов Н. И. 31
Рыкунова А. А. 12, 33
Рякин А. А. 3
- С**
Савельев А. Н. 3, 17, 35
Санникова П. А. 10, 34
Санников И. В. 10, 34
- Сизов С. О. 18
Симоненко В. А. 4, 45
Скворцов М. В. 13
Славинский К. А. 40
Смирнов И. В. 28
Смыгалина А. Е. 15
Стаханов В. В. 3, 17, 35, 40, 41
Степанченко Е. К. 18
Сумин Г. В. 18
- Т**
Тараканов А. А. 3, 17, 41
Тарганов И. Е. 13
Ткаченко Л. И. 28
Тюриков О. В. 16, 38
Тюрнин А. В. 15
- Ф**
Фазылов Р. Р. 10, 34
Файрушин А. Г. 23, 25
Файрушина Л. Р. 37
Фёдоров М. С. 36
Фейгин А. И. 18
Филатов А. А. 27
Филимонова Е. Д. 11
- Х**
Хизбуллин А. М. 16
Хмельницкий Д. В. 4, 10, 34
Хомяков Ю. С. 31
- Ш**
Шадрин А. Ю. 12, 37
Шаповалов А. С. 24
Швецов Ю. К. 38
Шевченко С. А. 43
Шелан В. А. 10, 34
Шишкин В. Ю. 27
Шмидт О. В. 18, 33, 40
Шульц О. В. 10, 34, 40
- Я**
Яковенко И. С. 15, 16
Яковлев С. А. 35, 41
Ярков А. В. 15
Яшников Д. А. 31, 43

СОДЕРЖАНИЕ

| | |
|---|----|
| ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДИК ИСПЫТАНИЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАБОЧИХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕКОМБИНАТОРОВ ВОДОРОДА | 3 |
| <i>Е. В. Безгодов, М. В. Никифоров, С. Д. Пасюков, А. А. Тараканов, А. Н. Савельев, Д. Л. Мошкин, И. П. Котлованов, И. А. Попов, В. В. Стаханов, Ю. Ф. Давлетчин, А. А. Рякин ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |
| ОСОБЕННОСТИ ТРАНСМУТАЦИИ МИНОРНЫХ АКТИНОИДОВ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ-СЖИГАТЕЛЕ | 4 |
| <i>М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Н. Д. Дырда, Д. Г. Модестов, В. А. Симоненко, Д. В. Хмельницкий ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |
| МОДЕЛИРОВАНИЕ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ НА ОБЪЕКТАХ ПРОИЗВОДСТВА, ХРАНЕНИЯ И ТРАНСПОРТИРОВКИ ВОДОРОДА С ПОМОЩЬЮ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА КЕДР | 5 |
| <i>П. Е. Беляев^{1,2}, И. Р. Макеева^{1,2}, Д. А. Мастюк¹, Е. Е. Пигасов^{1,2}, Т. А. Куприянец¹ ¹ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия ²ФГАОУ ВО ЮУрГУ (НИУ), Челябинск, Россия</i> | |
| САМОВОСПЛАМЕНЕНИЕ ВОДОРОДА И ВОДОРОДОСОДЕРЖАЩИХ СМЕСЕЙ ПРИ ИМПУЛЬСНОМ ИСТЕЧЕНИИ В КАНАЛ И ПОЛУОТКРЫТОЕ ПРОСТРАНСТВО | 6 |
| <i>В. В. Володин, С. В. Головастов, В. В. Голуб Объединенный институт высоких температур РАН, Москва, Россия</i> | |
| КВАНТОВО-МЕХАНИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ПЛУТОНИЯ НА СВОЙСТВА ГИПОСТЕХИОМЕТРИЧЕСКИХ СОЕДИНЕНИЙ UO_{2-x} | 7 |
| <i>А. С. Воробьев¹, А. Е. Галашев^{1,2}, Ю. П. Зайков^{1,2} ¹ФГБУН Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН (ИВТЭ УрО РАН), Екатеринбург, Россия ²Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина, Екатеринбург, Россия</i> | |
| ПОДХОДЫ К ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМ ИССЛЕДОВАНИЯМ ДЛЯ МАТЕМАТИЧЕСКОГО ОПИСАНИЯ ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ, ПРОТЕКАЮЩИХ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕДАХ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА, ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ОЦЕНКИ БЕЗОПАСНОСТИ | 8 |
| <i>Л. В. Гёзаян, А. В. Родин Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия</i> | |
| ОПЫТ МОДЕЛИРОВАНИЯ КРУПНОМАСШТАБНОГО ГОРЕНИЯ ПРИ ПОМОЩИ ПрЭВМ САВАРЕТ-SC1 | 9 |
| <i>А. В. Данилин, А. И. Гавриков, В. Ю. Глотов, А. А. Канаев Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия</i> | |
| ОПРЕДЕЛЕНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ ЛИКВИДУСА РАСПЛАВОВ, МОДЕЛИРУЮЩИХ ТОПЛИВНУЮ СОЛЬ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА-СЖИГАТЕЛЯ МИНОРНЫХ АКТИНОИДОВ НА ОСНОВЕ ЭВТЕКТИКИ $LiF-NaF-KF$ | 10 |
| <i>Н. Д. Дырда, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Д. Г. Модестов, Д. В. Хмельницкий, О. В. Шульц, И. В. Санников, П. А. Санникова, В. А. Шелан, Р. Р. Фазылов ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |

| | |
|---|----|
| МАТЕМАТИЧЕСКОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КРИСТАЛЛИЗАЦИОННОГО АФФИНАЖА ЦЕЛЕВЫХ ПРОДУКТОВ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ | 11 |
| В. А. Кащеев, В. И. Волк, Е. Д. Филимонова | |
| <i>АО «Высокотехнологический НИИ неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара», Москва, Россия</i> | |
| СТРАТЕГИИ ФРАКЦИОНИРОВАНИЯ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ. РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ОБЪЕМОВ ОБРАЗУЮЩИХСЯ РАО | 12 |
| В. А. Кащеев, А. А. Рыкунова, А. Ю. Шадрин | |
| <i>АО «Высокотехнологический НИИ неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара», Москва, Россия</i> | |
| РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ СКОРОСТИ ВЫХОДА РАДИОНУКЛИДОВ В ГАЗОВУЮ ФАЗУ ИЗ РАСТВОРОВ, ИМИТИРУЮЩИХ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ СРЕДЫ ОЯТЦ, ДЛЯ ЦЕЛЕЙ ОЦЕНКИ ПОСЛЕДСТВИЙ НАРУШЕНИЙ НОРМАЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ | 13 |
| А. М. Кощева¹, М. В. Скворцов¹, И. Е. Тарганов¹, А. В. Родин¹, М. М. Металиди², А. В. Понизов¹ | |
| ¹ <i>Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия</i> | |
| ² <i>АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», Санкт-Петербург, Россия</i> | |
| ОПРЕДЕЛЕНИЕ КИНЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛООВОГО ВЗРЫВА В СОРБЦИОННОЙ КОЛОННЕ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ ТВЭКСОВ ИМПРЕГНИРОВАННОГО ТИПА НА ОСНОВЕ КРАУН-ЭФИРОВ | 14 |
| А. М. Кощева, А. В. Родин | |
| <i>Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия</i> | |
| О НЕКОТОРЫХ СЦЕНАРИЯХ РАЗВИТИЯ ВЗРЫВА ВОДОРОДА В СВОБОДНОМ ПРОСТРАНСТВЕ И ОГРАНИЧЕННЫХ ОБЪЕМАХ | 15 |
| А. Д. Киверин, И. С. Медведков, К. С. Мельникова, А. Е. Смыгалина, А. В. Тюрнин, И. С. Яковенко, А. В. Ярков | |
| <i>Объединенный институт высоких температур РАН, Москва, Россия</i> | |
| ИСПОЛЬЗОВАНИЕ АППАРАТА МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРИ ОЦЕНКЕ ОПАСНОСТИ ВЗРЫВА ВОДОРОДА | 16 |
| А. Д. Киверин, И. С. Яковенко | |
| <i>Объединенный институт высоких температур РАН, Москва, Россия</i> | |
| АНАЛИЗ ПРОЦЕССОВ РАСПРОСТРАНЕНИЯ ВОДОРОДА В УСЛОВИЯХ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ В ЗАЩИТНОЙ ОБОЛОЧКЕ ПЛАВУЧЕЙ АЭС С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕЗУЛЬТАТОВ МЕЖДУНАРОДНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ОБЛАСТИ КОНТЕЙНМЕНТНОЙ ТЕПЛОГИДРАВЛИКИ | 16 |
| И. Н. Кулаков, О. В. Тюрников, А. М. Хизбуллин, А. Н. Лепехин | |
| <i>АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия</i> | |
| ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ УТЕЧКИ ВОДОРОДА В ПОМЕЩЕНИЕ С ВЕНТИЛЯЦИЕЙ | 17 |
| К. С. Кутузова, В. В. Стаханов, Е. В. Безгодов, И. А. Попов, А. А. Тараканов, А. Н. Савельев | |
| <i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |

| | |
|---|----|
| ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ИНСТРУМЕНТЫ ЦИФРОВОГО ДВОЙНИКА МФР | 18 |
| С. Н. Ливенцов¹, А. М. Бельков¹, Е. В. Ефремов¹, О. В. Егорова¹, А. М. Емельянов¹, К. А. Козин¹, О. О. Кушков¹, Н. В. Ливенцова¹, А. О. Плетнев¹, А. А. Полосин¹, С. О. Сизов¹, Е. К. Степанченко¹, Г. В. Сумин¹, А. И. Фейгин², О. В. Шмидт² | |
| ¹ ФГАОУ ВО НИ ТПУ, ООО «КТ – Комплекс», Томск, Россия | |
| ² АО «Прорыв», Москва, Россия | |
| РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОЧНОСТИ ДВУХЦЕЛЕВЫХ ТРАНСПОРТНЫХ УПАКОВОЧНЫХ КОМПЛЕКТОВ | 19 |
| В. А. Лось, А. В. Курындин, А. З. Каримов, А. М. Куркин, Ю. В. Верник Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия | |
| ФАЗОВЫЙ СОСТАВ НИТРИДНОГО ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА | 20 |
| М. В. Мазанников¹, А. М. Потапов¹, Ю. П. Зайков¹, Ю. С. Мочалов² | |
| ¹ Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, Екатеринбург, Россия | |
| ² АО «Прорыв», Москва, Россия | |
| МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ ЗЯТЦ НА ОСНОВЕ CFD-ПОДХОДА: ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ | 21 |
| И. Р. Макеева, А. А. Бочкарева, Н. Д. Дырда, Е. Е. Пигасов ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия | |
| РАСЧЕТ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ И ВЕРИФИКАЦИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРЕХМЕРНОЙ МОДЕЛИ РЕАЛЬНОГО МАКЕТА ЭЛЕКТРОЛИЗЕРА «МЕТАЛЛИЗАЦИИ» | 22 |
| А. И. Манжуров, А. Е. Галашев, В. А. Ковров, Ю. П. Зайков Институт высокотемпературной электрохимии Уральского отделения Российской Академии Наук, Екатеринбург, Россия | |
| ПРОГРАММНЫЙ КОД FIREX ДЛЯ РАСЧЕТНОЙ ОЦЕНКИ ПОЖАРОВЗРЫВОБЕЗОПАСНОСТИ РАДИОХИМИЧЕСКИХ ПРОИЗВОДСТВ | 23 |
| И. В. Пешкичев, И. Р. Макеева, И. С. Попов, А. Г. Файрушин, О. В. Кузнецова, О. Е. Петрова ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия | |
| РЕКОМЕНДУЕМЫЕ МЕТОДЫ ОЦЕНКИ И ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННЫХ ПОСЛЕДСТВИЙ АВАРИЙ НА ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА | 24 |
| Р. М. Поляков, А. В. Курындин, А. С. Шаповалов Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия | |
| ИНСТРУМЕНТЫ РАСЧЕТА РАДИАЦИОННЫХ ХАРАКТЕРИСТИК В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ РТМ-2 | 25 |
| И. С. Попов, Д. Г. Модестов, О. В. Кузнецова, И. Р. Макеева, А. Г. Файрушин, О. Е. Петрова, С. В. Пчелинцева ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия | |
| ОБОСНОВАНИЕ ПРОЦЕССА РАЗДЕЛЕНИЯ АМЕРИЦИЯ И КЮРИЯ В РАСПЛАВЛЕННЫХ СОЛЯХ | 27 |
| А. М. Потапов^{1, 2}, М. И. Власов¹, А. А. Филатов¹, В. Ю. Шишкин¹, Ю. П. Зайков¹ | |
| ¹ Институт высокотемпературной электрохимии УрО РАН, Екатеринбург, Россия | |
| ² Уральский государственный горный университет, Екатеринбург, Россия | |

| | |
|--|----|
| МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРОТИВОТОЧНОГО ЭКСТРАКЦИОННОГО РАЗДЕЛЕНИЯ ИЗОТОПОВ БОРА И ЕЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ПРОВЕРКА | 28 |
| <i>Е. А. Пузиков, И. В. Смирнов, С. А. Кротов, Л. И. Ткаченко</i> <i>АО «Радиевый институт им. В. Г. Хлопина», Санкт-Петербург, Россия</i> | |
| МЕТОДИЧЕСКИЙ ПОДХОД К ОЦЕНКЕ ВОЗМОЖНОСТИ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ТЕПЛООВОГО ВЗРЫВА В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СРЕДАХ ОБЪЕКТОВ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА НА ОСНОВЕ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ | 30 |
| <i>А. В. Родин, А. В. Понизов</i> <i>Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия</i> | |
| ПК РТМ-2 ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ ПН «ПРОРЫВ» | 31 |
| <i>Е. А. Родина, Ю. С. Хомяков</i> <i>АО «Прорыв», Москва, Россия</i> | |
| АНАЛИЗ ПОГРЕШНОСТЕЙ И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИХ РАСЧЕТОВ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ НА ПРИМЕРЕ РУ ВВЭР | 31 |
| <i>Н. И. Рыжов¹, А. Е. Киселев¹, Д. А. Яшиников²</i> <i>¹Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва, Россия</i> <i>²ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия</i> | |
| ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЕТОВ ПРОЦЕССА РАСТВОРЕНИЯ В ПК ВИЗАРТ С УЧЕТОМ ЗАЦИКЛИВАНИЯ УРАНОВЫХ ПОТОКОВ | 33 |
| <i>Ю. А. Евсюкова^{1, 2}, А. А. Рыкунова^{1, 2}, О. В. Шмидт^{1, 2}</i> <i>¹АО «Прорыв», Москва, Россия</i> <i>²АО «Высокотехнологический НИИ неорганических материалов им. академика А. А. Бочвара», Москва, Россия</i> | |
| МЕТОД ОПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ ЛИКВИДУСА ФТОРИДНЫХ РАСПЛАВОВ, СОДЕРЖАЩИХ АКТИНОИДЫ, И ЕГО ОТРАБОТКА НА СИСТЕМАХ LIF-NAF-KF + UF ₃ | 34 |
| <i>П. А. Санникова, М. Н. Белоногов, И. А. Волков, Н. Д. Дырда, Д. Г. Модестов, И. В. Санников, Д. В. Хмельницкий, В. А. Шелан, О. В. Шульц, Р. Р. Фазылов</i> <i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |
| ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ГОРЕНИЯ ВОДОРОД-ВОЗДУШНОЙ СМЕСИ ПРИ ИСТЕЧЕНИИ ИЗ БАЛЛОНА ВЫСОКОГО ДАВЛЕНИЯ В ПОМЕЩЕНИИ С ВЕНТИЛЯЦИЕЙ | 35 |
| <i>В. В. Стаханов, К. С. Кутузова, Е. В. Безгодов, С. А. Яковлев, С. Д. Пасюков, А. Н. Савельев, И. А. Попов</i> <i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |
| МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ОКИСЛЕНИЮ НА ВОЗДУХЕ QUENCH-10 И QUENCH-16 ПРИ ПОМОЩИ КОДА СОКРАТ/В1 | 36 |
| <i>М. С. Фёдоров, В. В. Меркулов</i> <i>Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия</i> | |
| РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ВЫДЕРЖКИ ОЯТ ДО ПЕРЕРАБОТКИ И ХРАНЕНИЯ ВАО ДО ИММОБИЛИЗАЦИИ С ПОМОЩЬЮ ПК ВИЗАРТ | 37 |
| <i>Л. Р. Файрушина, И. Р. Макеева, Н. Д. Дырда, В. Ю. Пугачев</i> <i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |

| | |
|--|----|
| СОСТОЯНИЕ РАБОТ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОЯТ И ОБРАЩЕНИЯ С РАО И ВОПРОСЫ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ | 37 |
| А. Ю. Шадрин | |
| <i>Частное учреждение «Наука и Инновации», Москва, Россия</i> | |
| ОСОБЕННОСТИ АНАЛИЗА АВАРИЙ С ПОТЕРЕЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ДЛЯ АСММ С РУ РИТМ-200Н | 38 |
| Ю. К. Швецов, Д. Д. Коротаева, О. В. Тюриков, А. Н. Лепехин | |
| <i>АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия</i> | |
| КИНЕТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ РАДИОЛИЗА АЗОТНОКИСЛЫХ РАСТВОРОВ ОЯТ | 40 |
| О. В. Шмидт, К. А. Славинский | |
| <i>АО «Прорыв», Москва, Россия</i> | |
| РАЗРАБОТКА МОДЕЛИ ПАССИВНОГО КАТАЛИТИЧЕСКОГО РЕКОМБИНАТОРА ВОДОРОДА | 40 |
| О. В. Шульц, В. В. Стаханов, А. А. Бочкарева | |
| <i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |
| ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ ГОРЕНИЯ СТРАТИФИЦИРОВАННЫХ И РАВНОМЕРНО ПЕРЕМЕШАННЫХ ВОДОРОДНО-ВОЗДУШНЫХ СМЕСЕЙ В ЗАМКНУТОМ ОБЪЕМЕ | 41 |
| С. А. Яковлев, Е. В. Безгодков, В. В. Стаханов, | |
| <i>А. А. Тараканов, И. А. Попов, М. В. Никифоров</i> | |
| <i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |
| ОБ ОЦЕНКЕ ПОГРЕШНОСТЕЙ И НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТОВ, ПРОВОДИМЫХ В РАМКАХ ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ | 43 |
| Д. А. Яшников, С. А. Шевченко, | |
| <i>Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия</i> | |
| КВАНТОВАЯ ФИЗИКА И ФИЗИЧЕСКИЙ ВАКУУМ | 45 |
| В. А. Симоненко | |
| <i>ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ им. академ. Е. И. Забабахина», Снежинск, Россия</i> | |
| АЛФАВИТНЫЙ УКАЗАТЕЛЬ | 48 |

Моделирование технологий ядерного топливного цикла:

Сборник тезисов докладов X научного семинара 27 февраля – 03 марта 2023 г.

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

